

Министерство образования и науки Российской Федерации  
Обнинский институт атомной энергетики  
Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ»  
Ядерное общество России

# ИЗВЕСТИЯ ВУЗОВ ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

Издается с 1993 г.

№ 3 2010 г.

## СОДЕРЖАНИЕ

### БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

- С.В. Павлов, С.С. Сагалов, С.В. Амосов*  
Система неразрушающего контроля облученных твэлов для стенда инспекции  
и ремонта тепловыделяющих сборок ВВЭР ..... 5
- Ю.С. Юрьев, Н.М. Витушкина, А.А. Зайцев*  
Вероятностная оценка возгорания и детонации водорода в объемах защитной оболочки АЭС ..... 12

### ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

- Ю.Д. Баранов, А.П. Глебов, А.В. Клушин, В.Ф. Украинцев*  
Использование реакторов, охлаждаемых водой сверхкритического давления – ВВЭР-СКД  
в замкнутом топливном цикле ..... 18
- А.А. Казанцев, В.Р. Анисонян*  
CFD-расчеты в обоснование специализированного медицинского реактора MAPC ..... 31
- Г.Г. Куликов, А.Н. Шмелев, В.А. Апсз, В.В. Артисюк*  
О возможности использования радиогенного свинца в ядерной энергетике ..... 39
- А.Г. Юферов, Р.Л. Ибрагимов*  
Интервальная оценка реактивности ..... 48

### ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

- С.В. Грицюк, Б.И. Яцало, В.И. Диденко*  
Управление мероприятиями по реабилитации радиоактивно загрязненных территорий  
с использованием многоцелевых методов оптимизации ..... 55
- А.И. Никитин, И.И. Крышев, Н.И. Башкиров, Н.К. Валетова, Г.Е. Дунаев, А.И. Кабанов,  
И.Ю. Катрич, А.О. Крутовский, В.А. Никитин, Г.И. Петренко, А.М. Полухина, Г.В. Селиванова,  
В.Б. Чумичев, В.Н. Шкуро*  
Современное содержание долгоживущих искусственных радионуклидов в реках Томь и Обь  
в зоне влияния сбросов Сибирского химического комбината ..... 66

### ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

- О.Ю. Кочнов, В.В. Сергеев, А.А. Казанцев*  
Расчетно-экспериментальный анализ аварийного расхолаживания ИС РУ ВВР-ц  
при обесточивании циркуляционных насосов ..... 77

## АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

- Е.Ю. Анишев, В.С. Горбунов**  
 Моделирование переходных процессов в контурах атомной электростанции с реактором  
 типа БН с участием регулируемых электроприводов главных циркуляционных насосов ..... 90
- Р.О. Катереев, К.Н. Проскуряков**  
 Параметры колебаний рабочего тела при импульсных возмущениях по давлению  
 во втором контуре АЭС с ВВЭР-1000 ..... 100
- В.С. Наумов**  
 Коррозия нержавеющей стали в расплавах кислородсодержащих солей  
 при отмыске оборудования от натриевого теплоносителя ..... 107
- М.А. Трофимов, Д.А. Усанов**  
 Оптимизация условий термомеханического нагружения парогенераторов АЭС с ВВЭР  
 для управления сроком их службы ..... 116

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

- Д.Е. Александров, В.А. Волкович, Б.Д. Васин, Д.С. Мальцев**  
 Образование и поведение соединений урана (V) в хлоридных расплавах ..... 124
- П.В. Амосов, А.В. Подшивалова**  
 Особенности теплового режима подземного объекта изоляции тепловыделяющих  
 материалов (контейнерный вариант) ..... 133
- В.Я. Сухоносков, А.Н. Николаев, С.А. Николаев, И.Е. Сомов, О.В. Суховерхова, В.А. Чернов**  
 Кондиционирование негерметичного отработавшего ядерного топлива с помощью  
 магнийфосфатного компаунда ..... 141

## ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

- Т.Х. Бадретдинов, А.Г. Горюнов, В.А. Варлачев**  
 К вопросу о модернизации комплекса нейтронного легирования кремния на ИРТ-Т ..... 147

## CONTENTS

### SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

- S.V. Pavlov, S.S. Sagalov, S.V. Amosov*  
The System of Irradiated Fuel Elements Nondestructive Examination for Inspection  
and Reconstitution Stand of WWER Assemblies ..... 5
- Yu.S. Yur'ev, N.M. Vitushkina, A.A. Zaitsev*  
Probability Estimation of Hydrogen Ignition and Detonation in the Containment Vessel ..... 12

### REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

- Yu.D. Baranaev, A.P. Glebov, A.V. Klushin, V.F. Ukraintsev*  
The Use of Supercritical Water Reactors in a Close Fuel Cycle ..... 18
- A.A. Kazantsev, V.R. Anisovyan*  
Thermal Hydraulic Calculation of Medical Reactor MARS ..... 31
- G.G. Kulikov, A.N. Shmelev, V.A. Apse, V.V. Artisyuk*  
Principal Physical Advantages from Applying Radiogenic Lead as a Coolant  
of Nuclear Reactors ..... 39
- A.G. Yuferov, R.L. Ibragimov*  
Interval Estimation of Reactivity ..... 48

### ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

- S. Gritsyuk, B. Yatsalo, V. Didenko*  
Management of Remediation Measures on Radioactively Contaminated Territories  
with the use of Multiobjective Optimization ..... 55
- A.I. Nikitin, I.I. Kryshev, N.I. Bashkirov, N.K. Valetova, G.E. Dunaev, A.I. Kabanov, I.Yu. Katrich,  
A.O. Krutovsky, V.A. Nikitin, G.I. Petrenko, A.M. Polukhina, G.N. Selivanova, V.B. Chumichev, V.N. Shkuro*  
Up-to-date Content of Long-Lived Artificial Radionuclides in the Area of the Tom  
and Ob Rivers Impacted by the Siberian Chemical Combine Discharges ..... 66

### THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

- O.Yu. Kochnov, V.V. Sergeev, A.A. Kazantsev*  
Numerical-Experimental Analysis of Emergency Shut Down Cooling of VVRC Reactor at  
Loss of ELECTRICAL Supplying of the Circulating Pumps ..... 77

### NUCLEAR POWER PLANTS

- E.Yu. Anishev, V.S. Gorbunov*  
Simulation of Transients in the Circuits of Nuclear Power Plants with BN-type Reactors Involving  
Variable-Speed Drives of Reactor Coolant Pumps ..... 90
- R.O. Katereev, K.N. Proskurjakov*  
Parameters of Fluctuations of the Working Body at Pulse Indignations on Pressure  
in the Second Contour of the Atomic Power Station with VVER-1000 ..... 100
- V.S. Naumov*  
Oxidation of Liquid Metal Coolant and Steel Corrosion Wastes during Equipment Washing  
with Salt Melts ..... 107
- M.A. Trofimov, D.A. Usanov*  
Optimization of Conditions Thermomechanical Loading Steam Generators  
of the PWR for Management for their Services ..... 116

## FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

- D.E. Aleksandrov, V.A. Volkovich, B.D. Vasin, D.S. Maltsev*  
The Formation and Behaviour of Uranium (V) Species in Chloride Melts ..... 124
- P.V. Amosov, A.V. Podshivalova*  
Peculiarities of the Thermal Mode of Underground Isolation Facility for Heat Generating  
Materials (Container Option) ..... 133
- V.J. Suhonosov, A.N. Nikolaev, S.A. Nikolaev, I.E. Somov, O.V. Suhoverhova, V.A. Chernov,*  
Conditioning of not Tight Spent Nuclear Fuel with use of Magnum-Phosphate Compound ..... 141

## APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND MEANS

- Badretdinov, A.G. Goryunov, V.A. Varlachev*  
Updating of Set Neutron Silicon Doping using IRT-T ..... 147

удк 621.039.548

## СИСТЕМА НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ ОБЛУЧЕННЫХ ТВЭЛОВ ДЛЯ СТЕНДА ИНСПЕКЦИИ И РЕМОНТА ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК ВВЭР

**С.В. Павлов, С.С. Сагалов, С.В. Амосов**

*ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград*



Приведено описание системы неразрушающей диагностики состояния облученных твэлов, входящей в состав стенда инспекции и ремонта тепловыделяющих сборок ВВЭР-1000. Рассмотрены принципы работы, а также техническая и программная реализация каналов ультразвукового контроля герметичности оболочек и импульсной вихретоковой дефектоскопии твэлов.

**Ключевые слова:** АЭС, ВВЭР, ТВС, облученный твэл, стенд инспекции и ремонта, бассейн выдержки, ультразвуковой контроль герметичности, вихретоковая дефектоскопия.

**Key words:** NPP, WWER, FA, irradiated fuel element, inspection and reconstitution stand, spent fuel pool, ultrasound leakage test, eddy-current defectoscopy.

### ВВЕДЕНИЕ

Для повышения безопасности и экономичности АЭС необходимы непрерывное совершенствование конструкции и технологии изготовления тепловыделяющих сборок (ТВС) и твэлов, оптимизация режимов их эксплуатации. При этом эффективность внедрения новых решений во многом определяется возможностью получения статистически значимой информации о состоянии облученного топлива в короткие сроки. Типовые послереакторные исследования ТВС в специальных защитных камерах материаловедческих центров не в полной мере удовлетворяют этому условию. Необходимость длительного расхолаживания и транспортировки сборок, низкая пропускная способность защитных камер, затраты на обращение с облученным топливом – основные ограничения традиционного подхода. Одной из современных тенденций в области послереакторного контроля ТВС и твэлов является перенос значительного объема неразрушающих исследований из материаловедческих лабораторий НИИ на стенды инспекции, размещаемые в бассейнах выдержки АЭС [1].

Возможности стендов инспекции и ремонта позволяют выявлять в составе ТВС негерметичные твэлы, исследовать их для установления причин разгерметизации и заменять имитаторами или целыми твэлами, что с экономической точки зрения

выгоднее замены всей сборки [2]. Первый в России подобный стенд создан для инспекции и ремонта сборок типа ТВСА ВВЭР-1000 на Калининской АЭС. Выявление негерметичных твэлов осуществляется с помощью ультразвукового контроля герметичности оболочек (КГО). После извлечения поврежденного твэла из ТВС применяется вихретоковая (ВТ) дефектоскопия для определения места расположения и типа имеющихся дефектов. На основании этих данных проводится визуальный осмотр дефектных участков и дается заключение о характере повреждений твэла.

### СОСТАВНЫЕ ЧАСТИ СИСТЕМЫ

**Канал ультразвукового КГО.** Ультразвуковой метод обнаружения негерметичных твэлов в составе ТВС основан на регистрации воды внутри твэла, попадающей туда после его разгерметизации [3]. Со стороны верхней заглушки твэла с помощью пьезоэлектрического преобразователя (ПЭП) возбуждаются ультразвуковые волны, которые распространяются по оболочке до нижней заглушки, отражаются и после прохождения в обратном направлении регистрируются этим же датчиком (рис. 1а). Если твэл герметичен, то на А-сканограмме наблюдается принятый полезный сигнал (рис. 1б). При наличии воды под оболочкой происходит дополнительное в сравнении с герметичным твэлом рассеяние энергии волн, и амплитуда полезного сигнала уменьшается практически до уровня фона (рис. 1в).

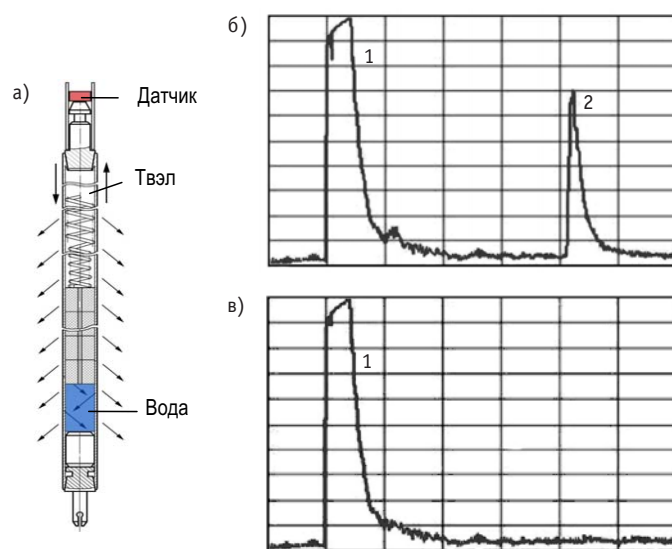


Рис. 1. Ультразвуковой метод обнаружения негерметичных твэлов в ТВС: а) – схематичное изображение датчика и инспектируемого твэла; б) – А-сканограмма герметичного твэла; в) – А-сканограмма негерметичного твэла; 1 – сигнал возбуждения датчика, 2 – полезный отклик

Обнаружение негерметичных твэлов в ТВСА ВВЭР-1000 осуществляется с помощью специально разработанного манипулятора КГО, содержащего 52 пьезоэлектрических датчика (рис. 2). Манипулятор устанавливается на верхнюю часть ТВСА после демонтажа ее головки. Переустанавливая манипулятор шесть раз с поворотом относительно вертикальной оси на угол в  $60^\circ$ , производят контроль всех 312 твэлов сборки. Датчики в манипуляторе подпружинены в вертикальном направлении, что позволяет компенсировать разное по высоте положение твэлов.

На рисунке 3 показана структурная схема канала ультразвукового КГО. Для генерации возбуждающих импульсов и регистрации выходного сигнала ПЭП ис-

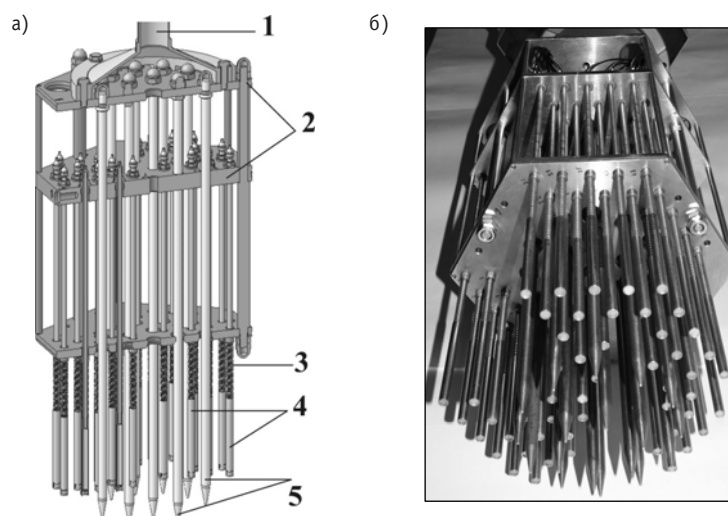


Рис. 2. Схематическое изображение (а) и внешний вид нижней части (б) манипулятора КГО: 1 – штанга; 2 – корпус; 3 – пружина; 4 – ультразвуковые датчики; 5 – направляющие штоки

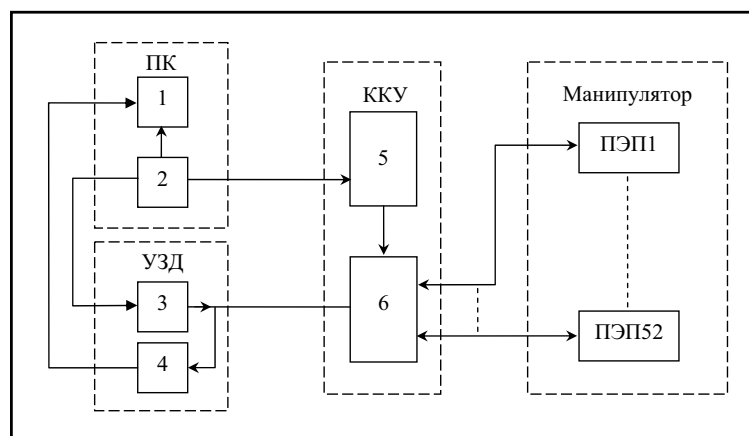


Рис. 3. Структурная схема канала КГО

пользуется ультразвуковой дефектоскоп (УЗД) УД2-12, работающий в ждущем режиме. С приходом синхросигнала от платы контроллера 2, установленной в промышленном компьютере (ПК), запускается генератор импульсов 3, который вырабатывает колоколообразный радиоимпульс и возбуждает ПЭП. Выходной сигнал датчика поступает на усилитель 4 и далее оцифровывается с помощью 12-разрядного АЦП 1.

Крейт коммутации и управления (ККУ) предназначен для поочередного подключения датчиков к дефектоскопу. В соответствии с программой измерений плата контроллера 2 формирует для блока управления 5 последовательность счетных импульсов, определяющих порядок подключения датчиков. Блок управления 5 вырабатывает сигналы, управляющие работой реле в блоке коммутации 6 и задающие последовательность соединения ПЭП с УЗД. Функционально блок управления состоит из схем формирования счетных импульсов, индикации номера подключенного датчика, формирования управляющих сигналов.

Программное обеспечение позволяет автоматически опрашивать все датчики, выявлять твэлы, для которых амплитуда сигналов меньше заданной величины, от-

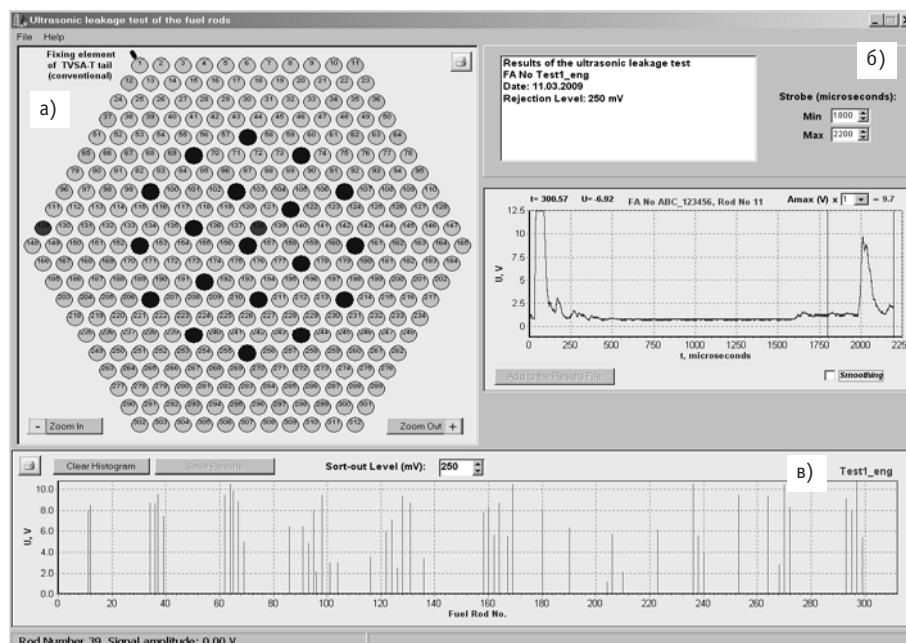


Рис. 4. Главное окно программы анализа результатов КГО: а) – картограмма ТВСА; б) – А-сканограмма твэла; в) – результаты измерения амплитуды полезного отклика для массива исследованных твэлов

мечать их на картограмме ТВСА и протоколировать результаты контроля (рис. 4).

Проверка разработанного метода ультразвукового КГО проводилась в ОАО «ГНЦ НИИАР» на восьми негерметичных ТВС ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 с выгоранием от 14 до 37.5 МВт-сут/кгU [3]. Результаты испытаний показали его высокую надежность для указанного диапазона, все негерметичные твэлы были правильно идентифицированы. В настоящее время ультразвуковой КГО является составной частью стандартных программ послереакторных исследований отработавших ТВС ВВЭР.

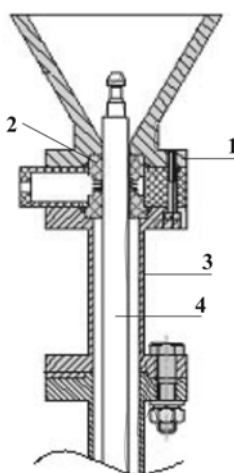


Рис. 5. Взаимное расположение вихретокового датчика и твэла:  
1 – корпус датчика;  
2 – измерительный элемент;  
3 – пенал для твэла; 4 – твэл

**Канал вихретоковой дефектоскопии.** Твэл, выбранный по результатам КГО как негерметичный, извлекается из ТВС с помощью специального инструмента, устанавливается в пенал, а затем протягивается через вихретоковый преобразователь (ВТП) (рис. 5). При этом производится дефектоскопия оболочки твэла.

Для обнаружения аномалий в оболочках на стенде инспекции и ремонта ТВСА применяется импульсный метод вихретокового контроля [4]. Выбор этого метода обусловлен такими его преимуществами перед гармоническим, как простота схемной реализации аппаратуры, большая информативность за счет одновременной генерации широкого спектра частот, более высокая чувствительность к дефектам при той же рассеиваемой мощности ВТП. Первичным преобразователем является датчик проходного типа с тремя катушками индуктивности: двумя измерительными, включенными по дифференциальной схеме, и одной возбуждающей. Измерительные обмотки регистрируют изменения электромагнитного поля вихре-



вых токов, наводимых в оболочке твэла возбуждающей обмоткой, на которую подается импульс тока.

Импульсный вихретоковый дефектоскоп спроектирован на основе ПК с установленными в нем платой 12-разрядного АЦП и платой формирователя возбуждающих импульсов. Платы выполнены в конструктиве РСІ и могут быть интегрированы в другую измерительную систему, имеющую в своем составе ПК с подходящими характеристиками.

Рисунок 6 иллюстрирует взаимодействие отдельных узлов дефектоскопа. Плата формирователя импульсов (ФИ) обеспечивает питание возбуждающей обмотки ВТП импульсами тока. Сигнал ВТП, снимаемый с измерительных обмоток, усиливается и поступает через фильтры нижних и верхних частот (ФНЧ и ФВЧ) на плату АЦП, где преобразуется в последовательность 12-разрядных кодов путем оцифровки через равные промежутки времени. АЦП работает в режиме аппаратного (независимо от центрального процессора ПК) набора массива данных и запускается по переднему фронту импульса тактового генератора платы ФИ одновременно с генерацией импульса тока в возбуждающей обмотке ВТП. Для промежуточного хранения кодов используется память типа FIFO. Синхронизация работы плат ФИ и АЦП осуществляется с помощью импульсов, поступающих на тактовый генератор платы ФИ с узла управления АЦП.

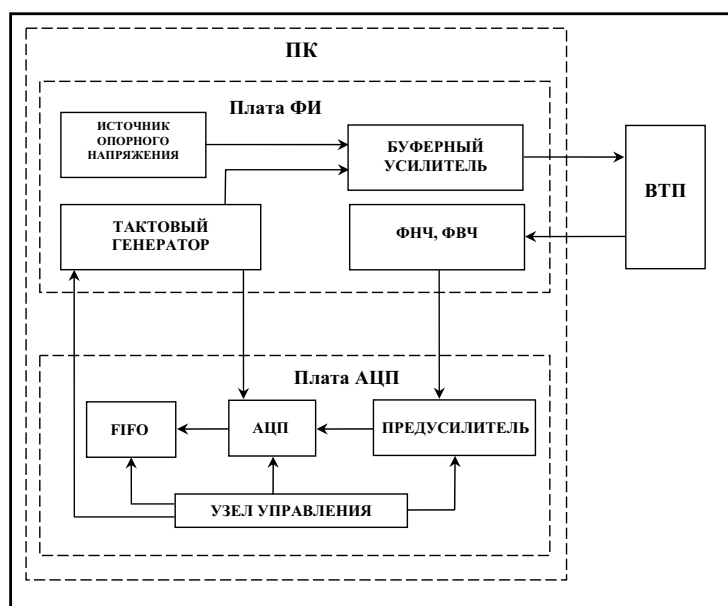


Рис. 6. Структурная схема канала вихретоковой дефектоскопии

Анализ результатов контроля осуществляется путем сравнения параметров откликов от искусственных дефектов контрольного образца и аномалий, обнаруженных при ВТ-сканировании исследуемого твэла. Для первичной оценки состояния твэла используется D-скан (рис. 7а), позволяющий экспрессно выявить участки оболочки с дефектами. Характеристики выявленной аномалии оцениваются с помощью А-сканограммы (рис. 7б) и огибающих, полученных для разных моментов стробирования выходного сигнала ВТП (рис. 7в). Эти огибающие используются также для построения годографов дефектов и представления результатов контроля в более традиционном виде, характерном для гармонического метода (рис. 7г). По параметрам годографа (форма, амплитуда, угол наклона) оценивают состоя-

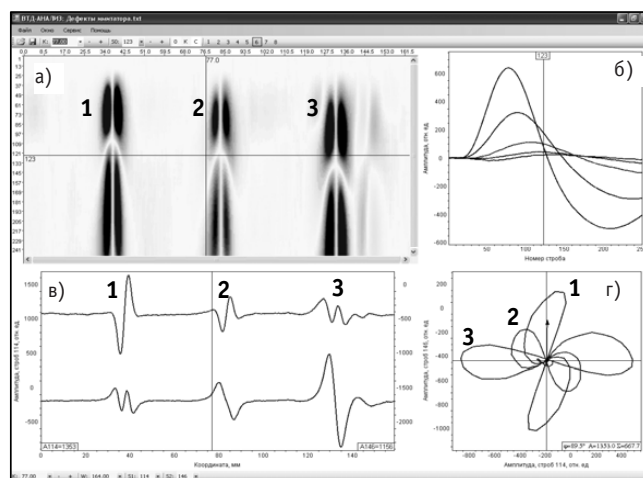


Рис. 7. Главное окно программы с результатами ВТ-контроля фрагмента имитатора с наружным (1), сквозным (2) и внутренним (3) дефектами: а) – D-скан; б) – А-сканограммы в окрестности сквозного дефекта; в) – огибающие сигнала ВТП; г) – годографы

ние оболочки на аномальном участке [5]. По фазе и амплитуде годографы импульсного сигнала для различных дефектов оболочки качественно соотносятся между собой аналогично годографам гармонического сигнала.

Импульсная вихретоковая дефектоскопия уже длительное время используется в НИИАР как экспрессный метод контроля состояния оболочек твэлов при после-реакторных исследованиях ОТВС ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. В общей сложности с ее помощью исследовано более 40 ОТВС ВВЭР, из них 16 негерметичных.

На рисунке 8а приведен пример ВТ-диаграммы (одной из огибающих) негерметичного твэла ВВЭР-1000, в нижней части которого был обнаружен сквозной дефект с площадью повреждения наружной поверхности  $\sim 0,5 \text{ мм}^2$  (рис.8б). Наряду с первичными сквозными дефектами импульсный метод позволяет идентифицировать разнообразными вторичными аномалиями в виде повышенного окисления, гидридных образований и вздутий оболочки, возникающих вследствие попадания воды внутрь твэла через первичный дефект [6]. Вид массивного гидроксида, выявленного в оболочке на координате одного из аномальных ВТ-сигналов, представлен на рис. 8в.

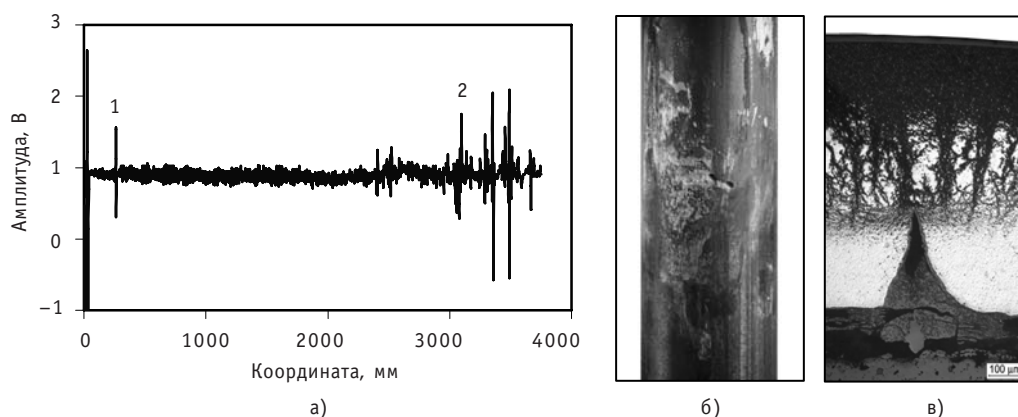


Рис. 8. Результаты вихретоковой дефектоскопии негерметичного твэла: а) – огибающая сигнала ВТП; б) – внешний вид сквозного дефекта; в) – микроструктура оболочки в месте расположения вторичного дефекта; 1 – сигнал от сквозного дефекта; 2 – сигнал от вторичного дефекта

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для стенда инспекции и ремонта ТВСА ВВЭР-1000 Калининской АЭС спроектированы и изготовлены ключевые составляющие системы неразрушающего контроля, позволяющие проводить ультразвуковой КГО ТВС и вихретоковую дефектоскопию оболочек твэлов. При построении системы были использованы технические и методические средства, разработанные в ОАО «ГНЦ НИИАР» для послереакторных исследований отработавших ТВС ВВЭР-440 и ВВЭР-1000.

Апробация принятых решений в условиях бассейна выдержки АЭС показала высокую надежность оборудования и информативность получаемых результатов. Возможности созданной системы не ограничиваются контролем состояния облученных твэлов ТВСА ВВЭР-1000 и могут быть расширены за счет подключения других первичных преобразователей. В результате такой модификации система может быть использована для диагностики состояния органов СУЗ ВВЭР-1000 и других элементов ТВС. Кроме того, она легко адаптируется под задачи исследования твэлов других типов реакторов (ВВЭР-440, РБМК-1000).

## Литература

1. Poolside inspection, repair and reconstitution of LWR fuel elements. IAEA TECDOC-1050, Vienna, 1998.
2. Павлов С.В. Стенды инспекции, ремонта и реконструкции ТВС: Обзор. Димитровград: НИИАР, 1996.
3. Павлов С.В. Метод обнаружения негерметичных твэлов в ТВС ВВЭР и РБМК и результаты его апробации // Атомная энергия. – 2009. – Т. 106. – Вып. 2. – С. 84-88.
4. Сагалов С.С., Костюченко А.Н. Система вихретокового контроля облученных твэлов для стендов инспекции и ремонта ТВС ВВЭР-1000/Сб. трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР». – 2008. – Вып. 2. – С. 8-15.
5. Пат. 2377554 РФ, МПК<sup>8</sup> G01N27/90. Способ импульсного вихретокового контроля/Сагалов С.С., Сухих А.В. // Бюллетень изобретений. – 2009. – № 36.
6. Сухих А.В., Сагалов С.С., Павлов С.В. и др. Использование импульсного метода вихретокового контроля для дефектоскопии облученных твэлов ВВЭР // Атомная энергия. – 2009. – Т. 107. – Вып. 2. – С. 115-118.

Поступила в редакцию 1.06.2010

## ВЕРОЯТНОСТНАЯ ОЦЕНКА ВОЗГОРАНИЯ И ДЕТОНАЦИИ ВОДОРОДА В ОБЪЕМАХ ЗАЩИТНОЙ ОБОЛОЧКИ АЭС

**Ю.С. Юрьев, Н.М. Витушкина, А.А. Зайцев**

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



В работе использована диаграмма Шапиро, на которой изображены области возгорания и детонации водородных смесей. При представлении границ этих областей и траектории процесса не в виде линий, а в виде полос определена вероятность этих процессов в ходе заполнения объемов защитных оболочек (ЗО) водородом при аварийном разрушении реактора.

**Ключевые слова:** водородная безопасность, диаграмма Шапиро, возгорание, детонация, АЭС.

**Key words:** hydrogen safety, Shapiro diagram, ignition, detonation, NPP.

### ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

Водородная безопасность контейнментов АЭС является одной из важнейших задач проектирования и эксплуатации оборудования в защитных оболочках. При максимальной проектной аварии (МПА) и запроектной аварии возможно такое развитие событий, когда в помещения контейнмента поступает большое количество водорода ~ 1000 кг и выше; максимальная скорость выхода ~ 0.5 кг/с; максимальная средняя концентрация ~ 30% (объемные доли) [1].

Генерация водорода в реакторе наступает в момент высокого разогрева твэлов (~1000°C – парциркуниевая реакция) и внутрикорпусных конструкций (сталь ~1500°C), некоторый вклад вносит радиолитический водород. На рисунке 1 представлена расчетная кинетика накопления водорода при определенных консервативных предположениях [2].

Граница концентраций возможного воспламенения водородсодержащей смеси из воздуха (А), пара (V) и водорода (H), установленная экспериментальным и расчетным путем, представлена на диаграмме Шапиро (рис. 2а) [2], где  $H_{\min}$  –  $H_{\max}$  – граничные объемные относительные концентрации водорода в смеси с воздухом;  $V_{\min}$  – минимальная концентрация пара, выше которой воспламенение невозможно. На этом рисунке показана и траектория 3 процесса накопления в объеме контейнмента пара и водорода, который заканчивается в области воспламенения.

Задача оценки вероятности пересечения траекторией процесса границы опасной области сложна, поскольку

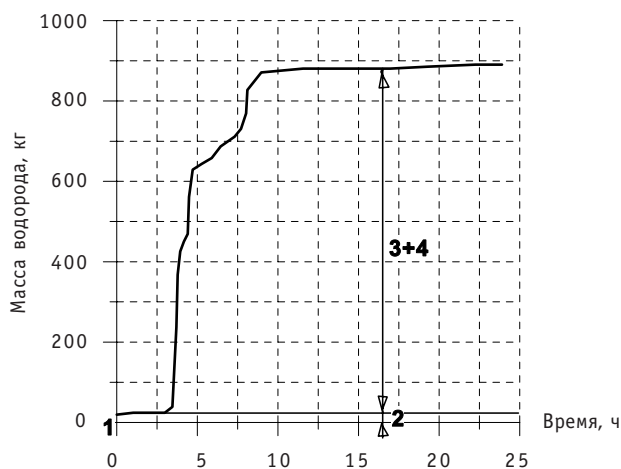


Рис. 1. Расчетная генерация водорода на АЭС с ВВЭР при МПА: 1 – начало МПА; 2 – радиолитический водород; 3 – парациркониевая реакция; 4 – окисление стальных конструкций

- положение граничной кривой неоднозначно в координатах  $A, H, V$ ; кроме того, воспламенение газовой смеси зависит еще и от абсолютного размера области, начальной температуры и концентрации капель тумана [2];

- вычисление траектории 3 по кодам различной детализации дает разные результаты (код КУПОЛ-М в сосредоточенных параметрах – ориентировочные, а код КУПОЛ-3D – более точные результаты [3]).

Поэтому задачу пересечения граничной кривой  $H_{\min} - V_{\min} - H_{\max}$  с траекторией 3 следует рассматривать не как детерминистическую, а как вероятностную.

Вероятностный подход к оценке результатов теплогидравлических расчетов применяется давно, а сейчас выходит на этап создания нормативных документов.

## МАТЕМАТИЧЕСКОЕ ОПИСАНИЕ ГРАНИЦЫ ОБЛАСТИ ВОСПЛАМЕНЕНИЯ

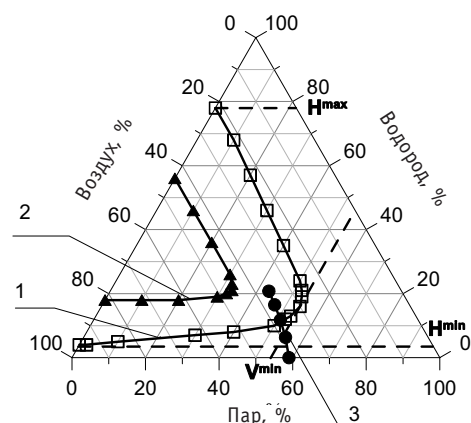
На рисунке 26 приведена диаграмма Шапиро с координатами характерных точек (1–9). Каждая точка внутри треугольника Шапиро имеет три координаты – относительные концентрации ( $A, V, H$ ). Поскольку  $A + V + H = 1$ , то эта диаграмма переопределена и ее можно однозначно перестроить в модифицированный декартовый вариант в координатах  $(H - A)$ ,  $0 \leq A \leq 1$ ,  $0 \leq H \leq 1$ ;  $V = 1 - (A + H)$  (рис. 2в).

### Характерные точки (объемные концентрации)

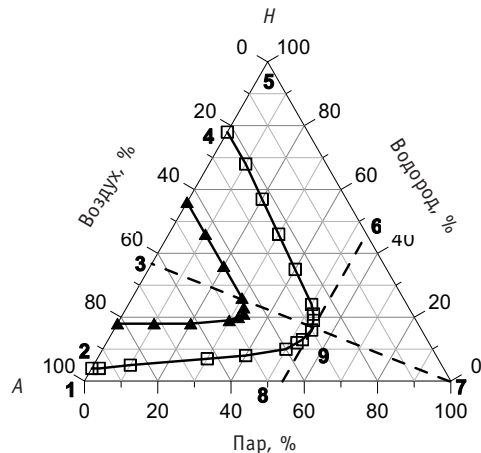
1.  $A = 1, H = 0, V = 0$ ;  $A + H + V = 1$
2.  $A_F = 0,96, H_F = 0,14, V = 0$ ;  $H_F = 1 - A_F$
3.  $A_D = 0,63, H_D = 0,37$ ;  $V = 0, H_D = 1 - A_D$
4.  $A_F = 0,22, H_F = 0,78, V = 0, H_F = 1 - A_F$
5.  $A = 0, H = 1, V = 0$
6.  $A = 0, H_V = 0,45, V_F = 1 - H_V = 0,55$
7.  $A = 0, H = 0, V = 1$
8.  $A_V = 1 - V_F = 0,45$ ;  $H = 0$ ;  $V_F = 0,55$
9.  $A_V = 0,30, H_V = 0,15, V_F = 0,55, A_V + H_V + V_F = 1$ .

На рисунке 26 в главных координатах  $(H - A)$  обозначены те же характерные точки с их координатами:

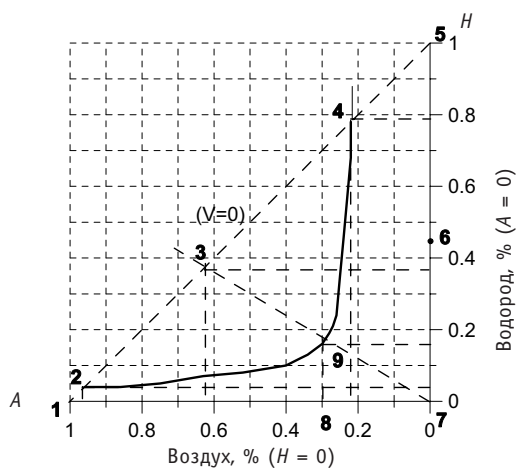
$A = 1$ ;  $A_F$ ;  $A_D$ ;  $A_V$ ;  $A^F$ ; 0  
 $H = 1$ ;  $H_F$ ;  $H_D$ ;  $H_V$ ;  $H^F$ ; 0.



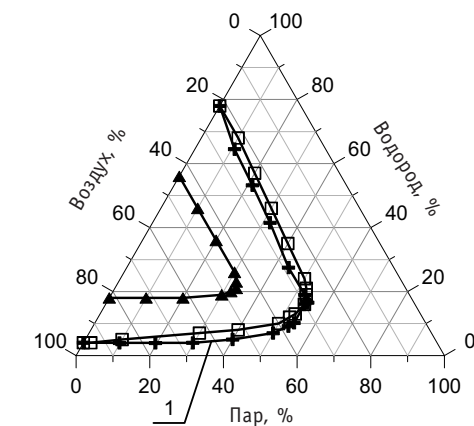
а) 3 – траектория процесса накопления в объеме контейнента пара и водорода



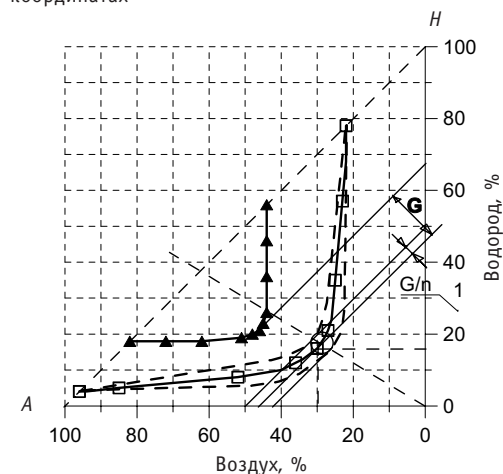
б) 1-9 – координаты характерных точек 1-9



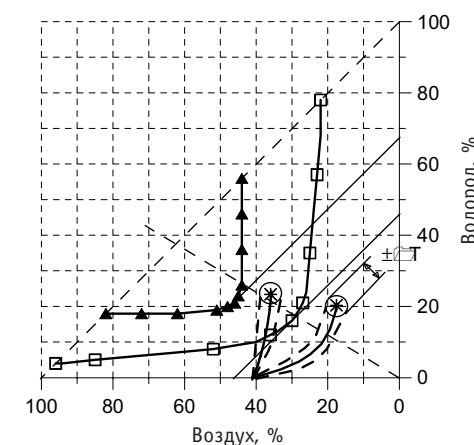
в) модифицированная диаграмма в декартовых координатах



г) сопоставление кривой Шапиро с расчетом по «формуле гиперболы» (1)



д) 1 – ширина граничной полосы



е) расчетная неопределенность траектории процесса

Рис. 2. Диаграмма Шапиро: 1 – граница воспламенения; 2 – граница детонации; 3 – траектория процесса накопления пара и водорода в контейменте

В начале декартовых координат (0) имеем  $A = H = 0$ ;  $V = 1$ .

Используя модифицированный график рис. 2в можно описать граничную кривую в виде гиперболы:

$$(H+h)(A+a) = A_v H, \quad (1)$$

где  $h$  и  $a$  – параметры асимптот гиперболы. Они определяются методом наименьших квадратов.

На рисунке 2г расчетная граничная кривая, полученная по формуле (1), сопоставляется с кривой Шапиро (рис. 2а).

Кроме «формулы гиперболы» (1) могут быть рассмотрены и другие, более громоздкие корреляции, связанные, например, с формулой скорости химической реакции  $W$ ;  $\left[ H_2 + \frac{1}{2} O_2 = H_2 O \right]$ , а именно,

$$W = W_0 e^{-\frac{Q}{RT}} = \frac{P_{H_2 O} B}{P_{H_2} P_{O_2}^{1/2}} = \frac{B \cdot v_{H_2} \cdot v_{O_2}^{1/2}}{v_{H_2 O}}, \quad (2)$$

где  $p$ ,  $v$  – парциальные давления и объемы компонентов.

В числителе формулы (2) просматривается гиперболическая зависимость вида  $[H \cdot O^{1/2}]$ . Однако для наших целей эти уточнения необязательны.

### ВЕРОЯТНОСТНАЯ ПОЛОСА ГРАНИЧНОЙ КРИВОЙ

Граничную кривую области воспламенения по рис. 2а–г следует считать средним значением, математическим ожиданием. Вокруг этой кривой необходимо установить полосу вероятностных отклонений. Они связаны с экспериментальными и расчетными погрешностями, а также с учетом реальных особенностей воспламенения для разных объемов, температур, способов поджога. Масштабом этих вероятностных отклонений может служить диапазон концентраций от воспламенения до детонации.

На рисунке 2д показаны эти области и обозначены расстояния между границами  $G = 0.2 - 0.15 = 0.05$ . Целесообразно ввести диапазон концентраций вероятностной полосы размером  $\frac{G}{n} = \frac{0.05}{10} = \pm 0.005$ .

Тогда вероятностное положение граничной кривой будет выражаться формулой

$$(H+h) \cdot (A+a) = (A_v \pm \Delta A_v) \cdot (H_v \pm \Delta H_v), \quad (3)$$

$$\text{где } \Delta A_v = \frac{2}{\sqrt{5}} \left( \frac{G}{n} \right); \Delta H_v = \frac{1}{\sqrt{5}} \left( \frac{G}{n} \right).$$

«Верхнее» положение, которое определяет возможность касания траектории, есть

$$(H+h) \cdot (A+a) = A_v H_v \left( 1 + \frac{40}{3\sqrt{5}} \frac{G}{n} \right). \quad (4)$$

«Нижнее» положение, которое определяет возможность касания траектории, есть

$$(H+h) \cdot (A+a) = A_v H_v \left( 1 - \frac{40}{3\sqrt{5}} \frac{G}{n} \right). \quad (5)$$

### ВЕРОЯТНОСТНОЕ ОПИСАНИЕ ТРАЕКТОРИИ ПРОЦЕССА

Траекторию процесса в координатах ( $A - V - H$ ) по рис. 2а можно рассматривать как среднее значение, а следовательно, и предполагать возможность ее вероятностного отклонения вследствие неопределенности замыкающих функций и коэффициентов в расчетном коде, различной степени детализации (нодализации) области решения, погрешности математической модели. На рисунке 2е показаны эти эффекты. Таким образом, детерминистический расчет средней траектории процесса дополняется оговоренным вероятностным разбросом в пределах  $\pm \Delta T$ .

### ПЕРЕСЕЧЕНИЕ ПОЛЕЙ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ

Сравнивая рис. 2д и рис. 2е, получаем разные случаи взаимного расположения полос неопределенности граничной кривой и траектории. На рисунке 3 показаны семь случаев пересечения конечных «пятен» траектории с «полосой» граничной кривой. При различной глубине проникновения «пятна» траектории в область граничной «полосы» реализуется разная вероятность воспламенения: от  $\Gamma = 0$  (точки 1, 2) через  $\Gamma = 0,25$  (точка 3),  $0,5$  (точка 4) и  $0,75$  (точка 5) к 100-процентной вероятности (точки 6 и 7). Точка 2 характеризует минимальный запас до воспламенения, равный  $Z \leq \frac{G}{n} + \Delta T$ , который учитывает неопределенность положения как «полосы» граничной кривой, так и «пятна» расчетной траектории.

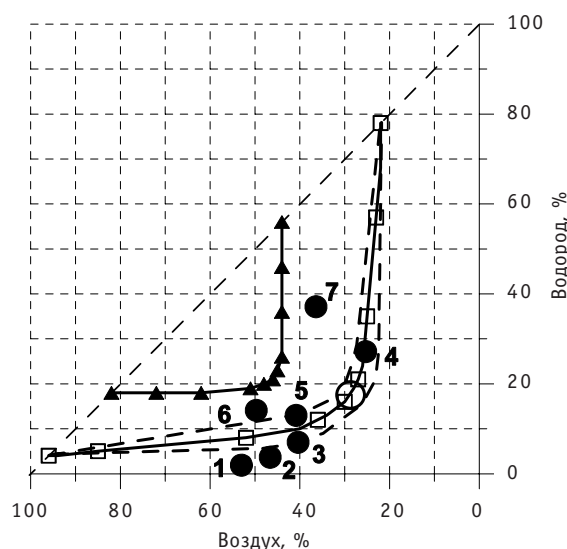


Рис. 3. Вероятность воспламенения  $\Gamma$  в семи характерных конечных точках траектории: 1 –  $\Gamma = 0$ ; 2 –  $\Gamma = 0$ ; 3 –  $\Gamma = 0,25$ ; 4 –  $\Gamma = 0,5$  (среднее значение на граничной кривой); 5 –  $\Gamma = 0,75$ ; 6 –  $\Gamma = 1,0$ ; 7 –  $\Gamma = 1,0$

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Вероятностный подход к определению запаса (времени) до горения или детонации водородной смеси в объеме 30 при МПА позволяет выработать более обоснованные требования к системе и оборудованию водородной безопасности АЭС.

### Литература

1. Безлепкин В.В., Голиков Ю.А., Кухтевич И.В., Лукьянов А.А., Смирнов В.В., Соловьев В.П. Обеспечение водородной безопасности АЭС с ВВЭР-1000//Теплоэнергетика. – 2002. – №5. – С. 5-12.



2. Hydrogen Behavior and Mitigation in Water-Cooled Nuclear Power Reactors. Edited by E. Della Loggia. Proceedings of a workshop held in Brussels (Belgium) from 4 to 8 March 1991. EUR 14039 EN, 1992.

3. Витушкина Н.М., Лукьянов А.А., Шаньгин Н.Н. Моделирование пространственных эффектов при конденсации пара в модельном контейнменте с использованием кода КУПОЛ-3D // Теплоэнергетика. – 2006. – № 9. – С. 73-77.

Поступила в редакцию 21.06.2010

## ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РЕАКТОРОВ, ОХЛАЖДАЕМЫХ ВОДОЙ СВЕРХКРИТИЧЕСКОГО ДАВЛЕНИЯ – ВВЭР-СКД В ЗАМКНУТОМ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ

**Ю.Д. Баранаев\*, А.П. Глебов\*, А.В. Клушин\*, В.Ф.Украинцев\*\***

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

*\*\*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*



Рассмотрены особенности нейтронной физики, теплогидравлики и конструкции реакторов на сверхкритических параметрах воды с тепловым и быстрым спектрами нейтронов (ВВЭР-СКД).

Показано, что реакторы с тепловым спектром нейтронов имеют коэффициент воспроизводства  $K_B \approx 0,7$ , что позволяет сократить расходы природного сырья примерно в два раза (по сравнению с ВВЭР-1000).

В реакторе с быстрорезонансным спектром нейтронов коэффициент воспроизводства выше и достигает 0,9–0,95. Таким образом, реактор на СКД может работать практически на самообеспечении топливом.

В реакторах ВВЭР-СКД с эпитепловым и быстрорезонансным спектрами нейтронов может эффективно использоваться торий в смешанном или в чисто ториевом цикле, без каких либо изменений в конструкции твэлов. При этом могут быть решены проблемы экономической эффективности, замкнутого топливного цикла и ядерной безопасности.

**Ключевые слова:** водо-водяной реактор, сверхкритические параметры воды, конструкция реактора, двухходовая схема охлаждения, коэффициент воспроизводства, ториевый топливный цикл.

**Key words:** pressurised water reactor, supercritical water, reactor design, two pass water cooling scheme, conversion ratio, thorium fuel cycle.

Водоохлаждаемые реакторы при сверхкритическом давлении (СКД) теплоносителя рассматриваются в качестве перспективы развития технологии водоохлаждаемых энергетических реакторов, имеющей многолетний практический опыт, являются одним из шести направлений, разрабатываемых по международной программе Generation-IV, в соответствии с которой их внедрение предполагается к 2030 г.

Привлекательными особенностями этих реакторов, по сравнению с используемыми в настоящее время реакторами с водой под давлением и кипящими реакторами, являются

- простая тепловая схема (перегретый пар непосредственно из реактора идет на турбину), что исключает большое количество дорогостоящего оборудования (парогенераторы, насосы, трубопроводы, арматура второго контура) и приводит к снижению металлоемкости на ~60%;

© Ю.Д. Баранаев, А.П. Глебов, А.В. Клушин, В.Ф.Украинцев, 2010

- высокие параметры пара (давление ~25 МПа, температура 535–545°C) и одноконтурная схема позволят получить к.п.д. установки ~44%;

- сокращение необходимого количества теплоносителя в активной зоне позволяет размещать ТВЭЛы в тесных решетках, за счет чего реактор будет иметь быстрый спектр нейтронов с коэффициентом воспроизводства (КВ) около единицы.

По программе Generation-IV в международной кооперации ряда зарубежных стран разрабатывается концепция реакторов SCWR (Super Critical Water Reactor) с тепловым и быстрым спектрами нейтронов [1, 2].

В России имеются определенные научные заделы и проектные разработки по технологии водоохлаждаемых реакторов СКД, выполненные в предыдущие годы. В последнее десятилетие работы по корпусным реакторам на СКД проводились в рамках создания концепции реактора ВВЭР-СКД [3, 4].

В двухтысячных годах была разработана «Концепция РУ ВВЭР-СКД», в которой рассмотрены варианты активной зоны с тепловым и быстрым спектрами нейтронов при одно- и двухходовой схемах теплоотвода. Были определены основные характеристики вариантов активных зон: мощность, параметры теплоносителя и т.п. Проводилось сравнение ныне используемых технологий ВВЭР и ВВЭР-СКД. В итоге (решение секции № 1 НТС Госкорпорации «Росатом» от 31.03.2010) были отмечены два перспективных направления развития технологии ВВЭР:

- эволюционное – АЭС-2006, АЭС-2010 и далее;
- инновационное – переход к освоению теплоносителя с СКД (ВВЭР-СКД) с реализацией, отстающей от первого направления на 5–10 лет.

В работе представлены результаты расчетного анализа по использованию реактора ВВЭР-СКД с тепловым и быстрым спектрами нейтронов в замкнутом топливном цикле. Рассматриваются уран-плутониевые и уран-ториевые топливные загрузки.

В ряде работ [5–7] обосновывается использование для реактора ВВЭР-СКД двухходовой схемы охлаждения и отмечаются преимущества таких схем по сравнению с однокходовой. В данной работе рассматриваются варианты с использованием двухходовых схем охлаждения.

## РЕАКТОР С ТЕПЛОВЫМ СПЕКТРОМ НЕЙТРОНОВ

### Схема охлаждения ТВС

ТВС по радиусу предлагается разделить на две зоны – периферийную (ПЗ) и центральную (ЦЗ) – внутренним чехлом, снаружи топливная сборка без чехла. Периферийная зона ТВС охлаждается при движении теплоносителя сверху вниз. В низу активной зоны имеется общая камера смешения, где потоки теплоносителя из периферийных зон перемешиваются и поступают на вход в центральные зоны ТВС, которые охлаждаются при

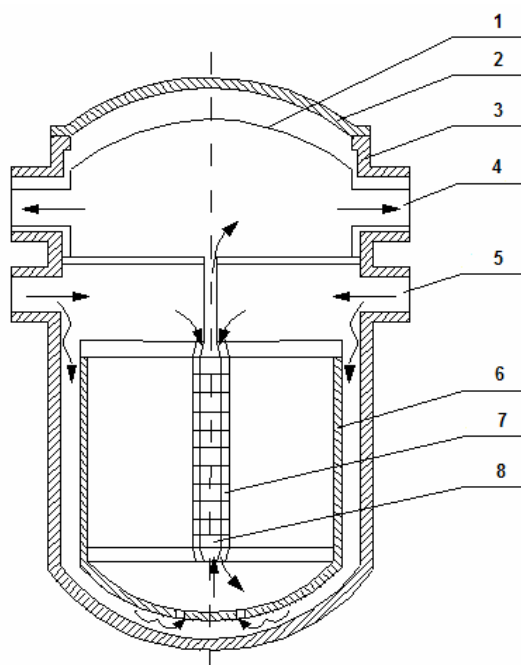


Рис. 1. Схема охлаждения реактора:  
1 – теплоизоляция; 2 – крышка; 3 – корпус;  
4, 5 – входной и выходной патрубки; 6 – шахта;  
7, 8 – опускной и подъемный участки ТВС

движении теплоносителя снизу вверх. Пар на выходе из ТВС поступает в общий теплоизолированный паросборник и из него уже на выход из реактора (рис. 1, 2).

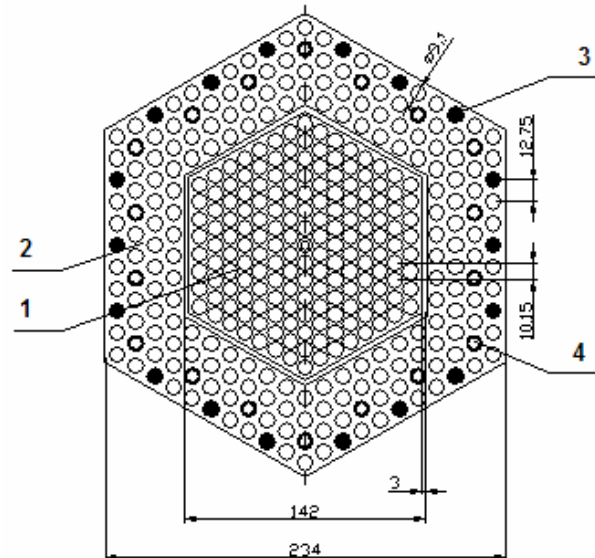


Рис. 2. Поперечное сечение ТВС: 1, 2 – по 168 твэлов в центральной и периферийной зонах; 3 – 18 твэлов с гадолиниевым поглотителем; 4 – 18 поглощающих стержней СУЗ

#### Основные характеристики активной зоны и ТВС

##### Мощность реактора:

тепловая / электрическая 2700/ 1200

##### Теплоноситель:

расход, м<sup>3</sup>/ч 6280

давление, МПа 25

##### Температура в реакторе, °C:

вход/выход 290/540

##### Активная зона:

высота/ $D_{\text{экв}}$ , м 3,55/3,16

##### ТВС:

число 163

шаг размещения, см 23,6

##### Твэлы:

	ЦЗ	ПЗ
число	168	186
шаг, мм	10,15	12,75
наружный диаметр, мм	9,1	9,1
толщина оболочки, мм	0,5	0,69
материал оболочки	ЭП-172	Zr-сплав
топливо	(U-Pu)O <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
эффективная плотность топлива, г/см <sup>3</sup>	9,3	9,3
обогащение <sup>5</sup> U/ <sup>9</sup> Pu, % по массе	7,0	6

Температура теплоносителя в камере смешения предполагается равной 385°C (близкой к псевдокритической точке). Наличие камеры смешения будет способствовать частичному осаждению в ней продуктов коррозии и уменьшению их выноса во внешний контур.

Конструкция и размер корпуса, поперечное сечение ТВС, размер «под ключ», шаг размещения и число ТВС в активной зоне приняты такими же, как в ВВЭР-1000. Топливо в твэлах периферийной зоны – оксид урана обогащением 6%, центральной – смешанное на основе ОЯТ ВВЭР с добавкой оружейного плутония, рассматриваются также топливные загрузки с использованием тория. Плотность оксида оружейного плутония составляла  $0.7 \text{ г/см}^3$ , и состав плутония: 92% –  $^{239}\text{Pu}$ , 7% –  $^{240}\text{Pu}$ , 1% –  $^{241}\text{Pu}$ .

В расчетной модели ТВС ЦЗ и ПЗ по высоте разбиваются на семь подзон с изменением средних параметров теплоносителя, температуры топлива и оболочки твэла (табл. 1).

Таблица 1

### Изменение теплогидравлических параметров по высоте от низа ТВС

Параметр	Слой						
	1-й	2-й	3-й	4-й	5-й	6-й	7-й
Периферийная зона							
Температура, °С							
топлива	600	700	720	740	680	620	460
оболочки твэла	395	405	407	410	400	350	320
теплоносителя	384	382	373	350	320	300	290
Плотность теплоносителя, $\text{г/см}^3$	0,33	0,4	0,52	0,62	0,7	0,74	0,76
Центральная зона							
Температура, °С							
топлива	600	720	900	1030	1100	1100	800
оболочки твэла	390	415	430	460	520	560	580
теплоносителя	386	388	392	400	425	525	535
Плотность теплоносителя, $\text{г/см}^3$	0,3	0,265	0,22	0,17	0,125	0,09	0,085

Толщина слоев с 1 по 6 – 50 см, с 7-го – 55 см.

Для уменьшения всплеска энерговыделения на границе центральной зоны с периферийной обогащение топлива в двух последних рядах твэлов в центральной зоне принято в 1,5 раза меньше, чем в остальных твэлах. При этом максимальная неравномерность энерговыделения твэлов в ТВС составляет  $q_r = 1,2$ .

Для выделенных трех энергетических областей ( $10 \text{ МэВ} \geq E \geq 0,1 \text{ МэВ}$  – быстрые,  $0,1 \text{ МэВ} > E > 1,01 \text{ эВ}$  – резонансные и  $E \leq 1,01 \text{ эВ}$  – тепловые) рассчитано число нейтронов деления ( $\epsilon_{\text{дел}} = \nu_f \Sigma_f \phi$ ) в долях их общего числа для верхнего и нижнего участков ТВС (рис. 3). Как видно из рисунка, преимущественную роль в активной зоне играет деление на тепловых нейтронах (около 56% делений в начале кампании и 58% – в конце).

### Топливный цикл

Нейтронно-физические расчеты реактора проводились с помощью программного комплекса WIMS-ACADEM, разработанного для трехмерной гексагональной геометрии, в пятигрупповом приближении. Были выделены три группы быстрых и по одной группе резонансных и тепловых нейтронов. Нижние энергетические границы групп 1,35, 0,111 МэВ, 9,12 кэВ, 4 эВ, 0. Групповые константы для каждой подзоны реактора рассчитывали в зависимости от глубины выгорания по модифицированной программе WIMS-4D.

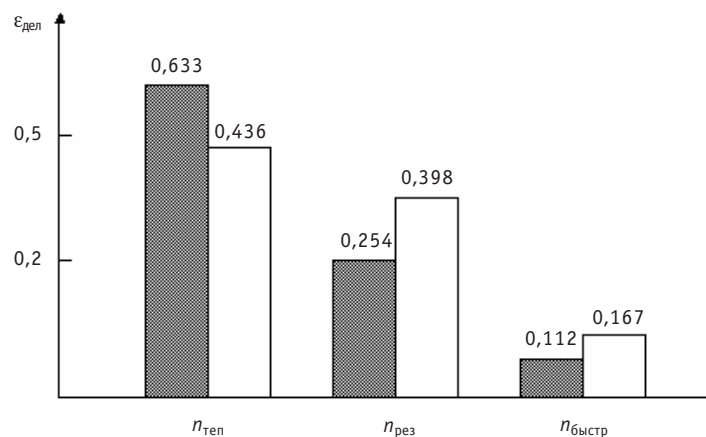


Рис. 3. Относительный вклад нейтронов различных энергетических групп в суммарное число делений в верхнем (■) и нижнем (□) участках ТВС

Для реактора был выбран четырехкратный топливный цикл с частичными перегрузками ТВС один раз в течение календарного года. Для уменьшения флюенса быстрых нейтронов на корпус принята схема перегрузок с установкой ТВС последнего года выгорания на периферию активной зоны. Для выравнивания энерговыделения по высоте активной зоны в двух нижних зонах на периферии ТВС нет гадолиния. Наряду с полным числом твэлов в ПЗ рассматривался вариант, в котором в нижней зоне вместо топлива в 18-ти твэлах размещен  $\text{ZrH}_{1,8}$ , наличие которого способствует выравниванию энерговыделения, а уменьшение количества топлива не привело к снижению кампании.

Расчеты с учетом движения органов СУЗ и теплогидравлики проводили при номинальной мощности с выходом на стационарный режим перегрузок, на минимально контролируемом уровне мощности, при котором вся активная зона заполнена питательной водой с температурой  $290^\circ\text{C}$ , давлением 25 МПа, при заливе всего реактора холодной водой при  $20^\circ\text{C}$  и давлении  $10^{-5}$  МПа. Для указанных расчетных состояний получена начальная реактивность, требуемое число ТВС СУЗ для компенсации и вывода реактора в подкритическое состояние с  $K_{\text{эф.}} = 0,98$  (табл. 2).

При учете перемещения органов СУЗ увеличиваются коэффициенты неравномерности энерговыделения ( $K_v^{\text{MAX}} \leq 2,8$ ). Кампания ТВС при полностью извлеченных органах СУЗ равна  $4 \times 315$  эф.сут при средней энерговыработке ТВС 46 МВт·сут/кг (т.я.).

В результате расчетов получены высотное распределение температуры теплоносителя, оболочки и топлива для всех ТВС. Максимальная за кампанию темпера-

Таблица 2

**Реактивность  $\Delta K\%$  (абс.) и требуемое число ТВС СУЗ для ее компенсации при различных состояниях реактора с уран-плутоний-ториевым топливом**

Топливный цикл	Номинальная мощность	Минимально контролируемый уровень	Залив холодной водой
(U-Pu)	4,6	9,8	13,5
	42	66	120
Pu-Th	4,897	8,98	13,73
	42	48	78
Th	5,35	12,38	16,61
	44	68	110

тура теплоносителя, оболочки и топлива составляет 560, 589, и 1150°C соответственно, расхождение в температуре теплоносителя на выходе из ТВС 510–560°C, на выходе в камеру смешения из периферийных зон ТВС – 372–410°C.

Поскольку на периферию активной зоны ставятся ТВС последнего года выгорания, их мощность примерно в два раза меньше средней. Для выравнивания выходной температуры вводится дросселирование расхода, т.е. уменьшение расхода примерно в два раза от среднего. Расчеты проводили без учета отклонения параметров реактора (мощности, расхода, давления и др.) от номинальных. Если принять эти отклонения такими же, как в ВВЭР-1000, то по предварительным оценкам их учет приведет к увеличению максимальной температуры теплоносителя и оболочки примерно на 50°C. Следует также учесть возможные в процессе эксплуатации деформации в решетке твэлов и ТВС – «горячие пятна», которые могут увеличить выходную температуру примерно на 40°C. Таким образом, температура оболочки может достигать 680°C, что допустимо для жаропрочной коррозионно-стойкой стали и подтверждено практикой работы перегревателей каналов БАЭС.

### Реактор с ториевым топливным циклом

Сокращение объемов природного сырья и, в конечном итоге, переход к самообеспечению топливом является актуальной задачей для перспективных реакторов со сверхкритическим давлением водяного теплоносителя как с уран-плутониевым, так и с уран-ториевым топливом. Однако в реакторе с торием стремление к увеличению  $KB \approx 1$  при переходе к тесной решетке твэлов и быстрому спектру сталкивается с трудно решаемой проблемой – росту реактивности при заливе холодной водой. Как показали предварительные расчеты, в этом режиме из-за высокой эффективности делений  $^{233}\text{U}$  в тепловой области возникает большая надкритичность (более 30%), с которой трудно справиться штатными средствами СУЗ, а введение жидкого бора из-за небольшого количества теплоносителя в активной зоне неэффективно.

Возможно, для вовлечения тория в топливный цикл будет более приемлемым переход к эпитепловому спектру нейтронов, при котором обеспечивается  $KB$  0,7–0,8.

Для удобства сравнения топливных циклов (уран-плутониевого и уран-ториевого топлива) характеристики активной зоны, конструкция ТВС, твэлов приняты такими же, как в варианте с (U-Pu)-топливом. Были рассмотрены два варианта топливной загрузки: в центральной зоне ТВС – смешанное топливо на основе оружейного плутония, в периферийной –  $(^{233}\text{U}+\text{Th})\text{O}_2$  и чисто ториевый цикл, топливо  $(^{233}\text{U}+\text{Th})\text{O}_2$  в обеих зонах. Плотность тория принималась 0,95 от теоретической, как в предыдущем варианте, в периферийной зоне ТВС располагаются 18 поглощающих стержней СУЗ с отличием только в обогащении  $^{10}\text{B}$  до 80% и 18 твэлов с плотностью гадолиния 0,3 г/см<sup>3</sup>.

Состав урана в (U+Th) $\text{O}_2$ -топливе принят равным (% по массе):  $^{232}\text{U}$  0,1,  $^{233}\text{U}$  78,  $^{234}\text{U}$  21,1,  $^{235}\text{U}$  0,77,  $^{236}\text{U}$  0,03, что примерно соответствует составу топлива бланкетов быстрых реакторов. Обогащение  $^{233}\text{U}$  принято равным 6% в твэлах обеих зон.

Как и ранее, в расчетной модели ТВС центральной и периферийной зон по высоте разбивались на семь подзон (см. табл. 1) с изменением параметров теплоносителя, температуры топлива и оболочек твэла. Расчеты топливного цикла проводились без учета СУЗ и обратных связей по изменению теплогидравлических параметров.

Расчеты эффективности СУЗ проводились при  $N = N_n$  с выходом на стационарный режим перегрузок на начало кампании. В таблице 2 приведены полученные в указанных расчетных состояниях величины начального запаса реактивности и требуемое количество ТВС СУЗ для его компенсации и вывода реактора в подкритическое состояние с  $K_{эфф} = 0,98$ .



Коэффициент воспроизводства, определяемый как отношение количества ядер делящихся изотопов в выгружаемых ТВС к их начальному значению, определяется отдельно для центральной, периферийной зон и усредненный по всем выгружаемым ТВС.

Основные характеристики уран-плутоний-ториевого топливного цикла приведены в табл. 3.

Оценка затрат тория приведена без учета затрат на облучение в бланкетах и получение топлива требуемого обогащения.

Таблица 3

**Основные характеристики уран-плутоний-ториевого топливного цикла**

Наименование	U+Pu	Pu+Th	Th
Начальная загрузка, т	86,00	87,92	88,97
Начальная загрузка делящихся изотопов $Pu/^{235(233)}U$ , т	3,47/2,42	3,47/2,86	4,92
Загрузка делящихся $Pu + ^{235(233)}U$ в одну ТВС, кг	35,12	38,85	30,22
Кратность перегрузок	4,66	4,66	4,66
Реактивность, %	4,6	4,9	5,35
Длительность межперегрузочного интервала, эфф.сут	315	355	290
Обогащение топлива $Pu/^{235(233)}U$ , %	7/6	7/6	6
Энерговыработка, МВт·сут/кг тяж.ат			
средняя	46,0	51,8	43,2
максимальная	57,9	67,6	57,7
Максимальные за кампанию коэффициенты неравномерности энерговыделения $K_d/K_v$	1,55/2,45	1,49/2,31	1,39/1,88
Загрузка, делящая изотопы, т/год	1,440	1,398	1,331
Выгрузка, делящая изотопы, т/год	1,051	1,054	0,940
КВ центральная зона	0,90	0,93	0,92
периферийная зона	0,57	0,60	0,51
средний по активной зоне	0,73	0,754	0,706
Расход природного урана (тория), кг/МВт·сут	0,102	0,0475	0,0903

**РЕАКТОР С БЫСТРОРЕЗОНАНСНЫМ СПЕКТРОМ НЕЙТРОНОВ**

**Схема охлаждения и основные характеристики реактора**

Для реактора с быстрорезонансным спектром нейтронов предлагается использовать схему охлаждения, в соответствии с которой активная зона разделена по радиусу на центральную и периферийную зоны с примерно одинаковым числом ТВС (рис. 4).

Периферийная зона охлаждается при движении теплоносителя сверху вниз. В низу активной зоны в камере смешения потоки теплоносителя из периферийных ТВС объединяются и поступают на вход в центральную, которая охлаждается при движении теплоносителя снизу вверх.

Потоки теплоносителя в опускном и подъемном участках предлагается разделить при температуре  $T \sim 385^\circ\text{C}$ . В опускном участке теплоноситель будет нагреваться на  $95^\circ\text{C}$ , его плотность будет изменяться примерно в три раза. В подъемном участке подогрев теплоносителя составит  $155^\circ\text{C}$ , плотность изменится в 2,2



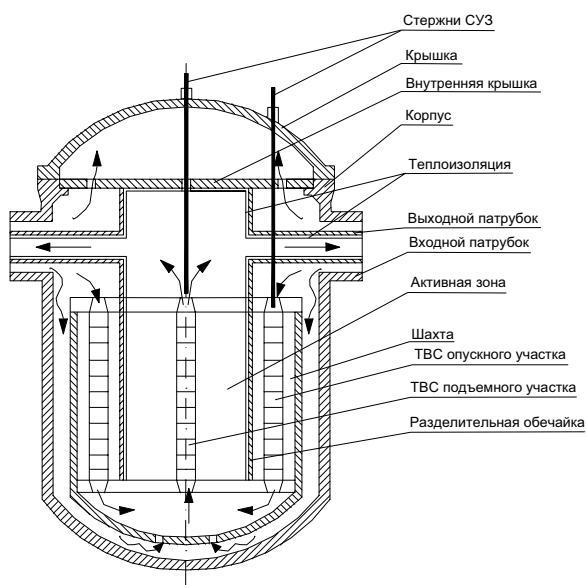


Рис. 4. Схема охлаждения реактора

В связи с уменьшением расхода теплоносителя (примерно в 10 раз по сравнению с ВВЭР) его скорость получается небольшая, затраты на перекачку незначительные (потери на трение составят  $\sim 0,8$  МПа). При увеличении скорости теплоносителя в два раза повысится коэффициент теплоотдачи (в 1,7 раза), что приведет к снижению температуры оболочки твэла и улучшению его работоспособности.

Основные технические характеристики реактора

Мощность, МВт:

электрическая / тепловая	1700 / 3830
--------------------------	-------------

Теплоноситель:

давление, Мпа	25
температура на входе/выходе, °C	290/540

Высота/эквивалентный диаметр активной зоны, м	3,76/3,37
---	-----------

Число ТВС в активной зоне	241
---------------------------	-----

### Топливный цикл

Топливная композиция представляет собой смесь отработавшего ядерного топлива ВВЭР и оружейного плутония.

При эффективной плотности смеси оксидов урана и плутония  $9,3 \text{ г/см}^3$  плотность оксида оружейного плутония составляет  $0,7 \text{ г/см}^3$  и одинаковая во всех ТВС.

В расчетной модели (рис. 5, 6) центральная и периферийная зоны по высоте разбивались на четыре подзоны с изменением средних параметров теплоносителя, температуры топлива и оболочки твэла, полученных из предварительных расчетов (табл. 4).

Для выделенных трех энергетических областей ( $10 \text{ МэВ} \geq E \geq 0,1 \text{ МэВ}$  – быстрые нейтроны;  $0,1 \text{ МэВ} > E > 1,01 \text{ эВ}$  – резонансные и  $E \leq 1,01 \text{ эВ}$  – тепловые) получены относительные величины групповых потоков нейтронов и нейтронов деления ( $\epsilon_{\text{дел}} = \nu_f \Sigma_f \phi$ ) (рис. 7) в долях от общего их значения для входного и выходного участков активной зоны.

раза. Таким образом, спектр нейтронов по высоте изменяется мало, а изменяться он будет, главным образом, по радиусу, и в этом случае не потребуются сложного профилирования обогащения топлива для выравнивания энерговыделения по объему активной зоны. Все конструкции ТВС будут работать при вдвое меньшем перепаде температуры.

При делении активной зоны на два участка проходное сечение для теплоносителя уменьшается в два раза и в два раза увеличивается скорость теплоносителя, которая становится равной  $1,6 \text{ м/с}$  на входе в периферийную зону и примерно  $15 \text{ м/с}$  на выходе из активной зоны.

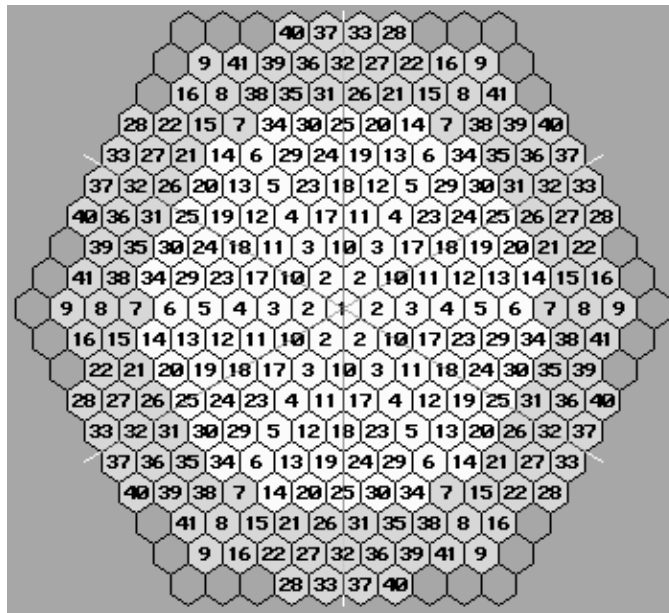


Рис. 5. Картограмма активной зоны

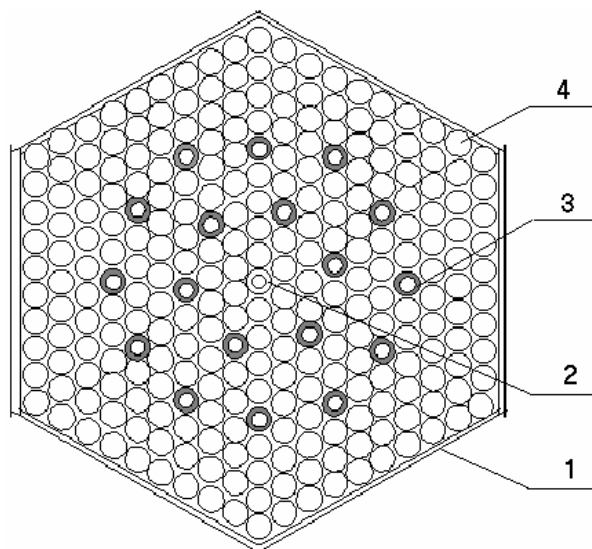


Рис. 6. Поперечное сечение ТВС: 1 – чехол толщиной 2,25 мм; 2 – центральная труба размером  $\varnothing 10,7 \text{ мм} \times 1 \text{ мм}$ ; 3 – 18 направляющих каналов под ПЭЛ размером  $\varnothing 10,7 \text{ мм} \times 0,55 \text{ мм}$ ; 4 – 252 твэла, оболочка размером  $\varnothing 10,7 \text{ мм} \times 0,55 \text{ мм}$ , шаг 12 мм. Конструкционный материал всех элементов – сталь ЭП-172

Из приведенных результатов расчетов видно, что примерно 60% делений происходит на нейтронах промежуточной энергии, 30% делений – на быстрых, 10% – на тепловых нейтронах.

### Эффективность органов СУЗ, коэффициенты реактивности и воспроизводства

Для оценки эффективности органов СУЗ рассмотрены следующие состояния реактора:  $N = N_{\text{ном}}$ , МКУ, залив холодной водой, обезвоживание в начале и конце кампании(нк/кк).

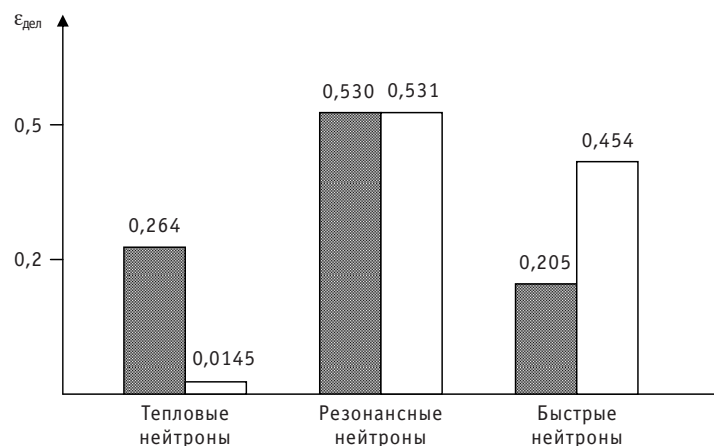


Рис. 7. Относительный вклад  $\epsilon_{\text{дел}}$  нейтронов различных энергетических групп в суммарное количество делений на входном (■) и выходном (□) участках активной зоны для реактора с быстро-резонансным спектром нейтронов с СКД

Таблица 4

#### Изменение теплогидравлических параметров в расчетной модели ТВС по высоте активной зоны

Расстояние от низа активной зоны, см	Плотность теплоносителя, г/см <sup>3</sup>	Температура, °С		
		Теплоносителя	Оболочки	Топлива
68 80 120 108	Периферийная зона			
	0,3	388	405	990
	0,45	370	385	860
	0,68	340	352	720
	0,76	290	300	600
68 80 120 108	Центральная зона			
	0,2	403	430	1000
	0,15	420	465	1050
	0,12	450	530	1100
	0,095	513	575	1080

Таблица 5

#### Реактивность $\Delta K\%$ (абс.)/требуемое число ТВС СУЗ для ее компенсации при различных состояниях реактора

Топливный цикл	$N = N_{\text{ном}}$	МКУ	Залив холодной водой	Обезвоживание
U-Pu	1,26/22	7,26/120	13,68/216	-5,88/-3,64
Pu-Th	2,81/37	9,906/82	11,15/115	-6,24/-2,51
U-Th	3,45/47	23,12/156	32,45/205	-6,28/-2,32

Для указанных расчетных состояний получены величины начального запаса реактивности, требуемое количество ТВС СУЗ для его компенсации и вывода реактора в подкритическое состояние с  $K_{\text{эфф.}} = 0,98$  (табл. 5).

Из данных табл. 5 следует, что при заливе холодной водой требуется разместить ТВС СУЗ в 216 ячейках из общего числа 241 ТВС (кроме 25 ТВС периферийного ряда). Очевидно, что в реакторе с (U-Pu)-топливной загрузкой нужно использовать ПС СУЗ с обогащенным бором, которые рассмотрены ниже с (U-Th)-топливом, эффективность СУЗ в этом случае увеличивается примерно в два раза.

Таблица 6

**Основные характеристики реактора с U-Pu-Th-топливным циклом**

Характеристика	U-Pu	Pu-Th	U-Th
Начальная загрузка топлива, т	135,6	137,3	139,0
Начальная загрузка делящихся изотопов Pu/U <sup>233</sup> , т	11,77/0,0	5,91/4,80	0/10,81
Загрузка делящихся Pu/U <sup>233</sup> в ТВС, кг	48,86/0	48,86/39,99	50,24/39,46
Обогащение топлива Pu/U <sup>233</sup> , %			
ЦЗ	7,7/0	7,7/0	0/9,0
ПЗ	7,7/0	0/7,0	0/6,9
Кратность перегрузок	5	5	5
Длительность межперегрузочного интервала, эф. сут.	300	310	300
Энерговыработка средняя/максимальная, МВт сут/кг т.а.	39,79	42,2/68,6	34,6/47,5
Максимальные значения коэффициентов неравномерности энерговыделения $K_g/K_v$	1,46/2,19	1,61/2,62	1,67/2,8
Загрузка делящихся изотопов, т/год	2,34	2,11	2,20
Выгрузка делящихся изотопов, т/год	2,18	1,87	1,96
Коэффициент воспроизводства			
ЦЗ	1,013	1,003	0,957
ПЗ	0,853	0,769	0,800
средний по активной зоне	0,933	0,887	0,890
Расход природного урана (тория), кг/ МВт сут	0	0,026	0,06
Максимальные температуры теплоносителя/оболочки/топлива, °C	553/575/ 1140		

Основные характеристики реактора с U-Pu-топливным циклом приведены в табл. 6.

Коэффициент воспроизводства (КВ), определяемый как отношение суммарного количества делящихся ядер (<sup>5</sup>U + <sup>9</sup>Pu + <sup>41</sup>Pu) в выгружаемом и свежем топливе, составляет 1,013 в центральной, 0,853 в периферийной зонах и средний по реактору 0,933.

Максимальная температура оболочек для стали ЭП-172 при эксплуатации достигает 730°C.

Рассмотрена возможность увеличения КВ размещением ТВС бланкета из обедненного урана на границе раздела ЦЗ и ПЗ, а также вокруг активной зоны в отражателях боковом и торцевых. Из этих расчетов получено, что можно увеличить КВ до значений  $K_B \leq 0,97$ . Однако размещение бланкетов в реакторе с быстро-резонансным спектром нейтронов и с уменьшенной утечкой нейтронов из активной зоны неэффективно и приводит к существенному увеличению обогащения топлива и неравномерности энерговыделения в активной зоне.

### Использование тория

Рассмотрена возможность использования тория в реакторе с быстро-резонансным спектром нейтронов.

Рассмотрены две топливные загрузки: смешанная (U+Pu) в центральной зоне и ( $^{233}\text{U} + \text{Th}$ ) в периферийной и когда и в ЦЗ и в ПЗ находится ( $^{233}\text{U} + \text{Th}$ )-топливо.

Все размеры твэлов, ТВС и активной зоны приняты такими же, как и в первом варианте. Основное отличие только в том, что в зонах с ( $^{233}\text{U} + \text{Th}$ )-топливом в ПС СУЗ используется бор, обогащенный по  $\text{B}^{10}$  (до 80%). Расчеты проводились без учета движения СУЗ, их результаты приведены в табл. 5, 6.

Из приведенных результатов расчетов видно, что из-за особенностей реактора (быстро-резонансный спектр нейтронов; двухходовая схема охлаждения с более плотным теплоносителем в ПЗ) нет проблем с обезвоживанием реактора (пустотный эффект отрицателен в течение всей кампании). С компенсацией реактивности с помощью СУЗ при самом сложном режиме – заливе реактора холодной водой – требуется использование ПС с обогащенным бором, но даже и в этом случае в варианте с ( $^{233}\text{U} + \text{Th}$ )-топливной загрузкой требуется введение гадолиния.

Рассмотрен вариант, когда в 25% твэлов ЦЗ добавлен Gd в количестве 0,3 г/см<sup>3</sup>, который не выгорает в процессе кампании, а при заливе холодной водой используется как сильный поглотитель нейтронов. Гадолиний был добавлен во все твэлы ПЗ в количестве 15 мг/см<sup>3</sup>, который выгорает и способствует выравниванию энерговыделения в объеме активной зоны. В этом варианте при МКУ  $K_{\text{эф}} = 1,111$  и требуется 83 ТВС СУЗ, а в холодном состоянии получено значение  $K_{\text{эф}} = 1,195$  и требуется ~130 ТВС СУЗ, чтобы перевести реактор в подкритическое состояние с  $K_{\text{эф}} = 0,98$ .

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В активной зоне реактора ВВЭР-СКД с тепловым спектром нейтронов коэффициенты неравномерности с учетом движения СУЗ не превышают  $K_v \leq 2,8$ , температура теплоносителя на выходе не превышает 610°C, температура оболочки  $\leq 680^\circ\text{C}$ . Спектр нейтронов эпитепловой, при котором  $K_B \approx 0,73$ , что позволяет сократить расходы природного сырья при использовании наряду с топливом ВВЭР смешанного уран-плутониевого топлива примерно в два раза (по сравнению с ВВЭР-1000) и отработать технологию для перехода к реакторам СКД теплоносителя с быстрым спектром нейтронов.

В реакторе с быстро-резонансным спектром нейтронов максимальные температуры теплоносителя и оболочки получаются на 10–15°C ниже, чем в варианте с эпитепловым спектром. Коэффициент воспроизводства здесь выше  $K_B = 0,933$ , а увеличение его за счет бланкетов невелико (до ~0,97). Если реактор использует ОЯТ реакторов ВВЭР, то для его подпитки нужно примерно 2,5 т промышленного плутония в год, а если он использует свой ОЯТ, то указанное дообогащение топлива составит ~160–200 кг. Таким образом, один быстрый реактор типа БН ( $N_3 = 1200$  МВт) может обеспечивать промышленным плутонием два реактора ВВЭР-СКД ( $N_3 = 1700$  МВт). Сочетание этих двух технологий обеспечивает замыкание топливного цикла и может сделать эффективной будущую атомную энергетику.

В реакторах ВВЭР-СКД с эпитепловым и быстро-резонансным спектрами нейтронов может эффективно использоваться торий в смешанном или в чисто ториевом цикле, без каких либо изменений в конструкции твэла (кроме топлива), ТВС, СУЗ и всего реактора. При этом могут быть решены проблемы экономической эффективности, замкнутого топливного цикла и обеспечена ядерная безопасность.

В целом, реактор ВВЭР-СКД удовлетворяет всем требованиям предъявляемым к водоохлаждаемым реакторам четвертого поколения.

**Данная работа поддержана грантом № 02.740.11.0185 по ФЦП «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России».**

### **Литература**

1. *Oka Y, Koshizuka S.* Design Concert Once-through Cycle Supercritical Pressure Light Water Cooled Reactors/Proc. of the First Intern. Symp. On Supercritical Water Cooled Reactors, Rep. 101. – 2000. – P. 1-22.
2. *Oka Yoshiaki.* Review of Temperature Water and Steam Cooled Reactor Concepts – The First International Symposium on Supercritical Water-cooled Reactors, Design and Technology [SCR-2000], Rep. № 104, November 6-9, 2000, The University of Tokyo, JAPAN.
3. *Долгов В.В.* Энергоблоки на основе ВВЭР с закритическими параметрами теплоносителя// Атомная энергия. – 2002. – Т. 92. – Вып. 4. – С. 277 – 280.
4. *Баранаев Ю.Д., Кириллов П.Л., Поплавский В.М., Шарапов В.Н.* Ядерные реакторы на воде сверхкритического давления//Атомная энергия. – 2004. – Т. 96. – Вып. 5. – С. 374 – 380.
5. *Глебов А.П., Клушин А.В.* Реактор с быстро-резонансным спектром нейтронов, охлаждаемый водой сверхкритического давления при двухходовой схеме движения теплоносителя//Атомная энергия. – 2006. – Т. 100. – Вып. 5. – С. 349-355.
6. *Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Долгов Е.В. и др.* Сравнительный анализ физических характеристик реактора ВВЭР-СКД при одно- и двухходовой схемах движения теплоносителя: Препринт ФЭИ-3110, 2007.
7. *Глебов А.П., Клушин А.В.* Тепловой реактор с уран-плутоний-ториевым циклом, охлаждаемый водой сверхкритического давления при двухходовой схеме движения теплоносителя//Атомная энергия. – 2009. – Т. 106. – Вып. 5. – С. 243-249.

Поступила в редакцию 29.04.2010

## CFD-РАСЧЕТЫ В ОБОСНОВАНИЕ СПЕЦИАЛИЗИРОВАННОГО МЕДИЦИНСКОГО РЕАКТОРА МАРС

**А.А. Казанцев, В.Р. Анисонян**

*ЭНИМЦ «Моделирующие системы», г. Обнинск*



Специализированный медицинский реактор МАРС предназначен для нейтронозахватной терапии. Представлены результаты вычислений полного гидравлического сопротивления реактора МАРС между входным и выходным патрубками, полученные с использованием CFD-кода для интервала расходов. Представлен расчет аварии с выбросом одного стержня управления из реактора. Переходный процесс аварии был рассчитан до достижения нового безопасного устойчивого состояния.

**Ключевые слова:** теплофизическое обоснование безопасности реактора; медицинский реактор МАРС; вычислительная гидродинамика; OpenFOAM; пакет с открытым исходным кодом; сопряженный теплообмен; решатель chtMultiRegionFoam.

**Keywords:** safety analysis of reactor; medical reactor MARS; Neutron capture therapy; CFD (Computational Fluid Dynamic); OpenFOAM (Open source File Operation And Manipulation); conjugated heat transfer; Solver chtMultiRegionFoam.

В соответствии с перечнем перспективных научных исследований и критических технологий, сформулированных Министерством науки и образования Российской Федерации, ядерные технологии в настоящий момент имеют приоритетное значение.

В настоящее время существует ежегодная потребность лечения 50-ти тысяч онкологических больных методами лучевой терапии, в то время как имеющиеся мощности позволяют лечить не более двух тысяч больных в год. Имеются две разновидности лучевой нейтронной терапии: нейтронозахватная терапия (НЗТ) и нейтроносоударная терапия (НСТ). Выживаемость при лучевой терапии составляет порядка 5% спустя пять лет после лечения, а при лечении методом НЗТ выживаемость – от 30 до 40% (по сообщению С.Е. Ульяненко, МРНЦ РАМН). Методом НЗТ за счет введения боросодержащих препаратов возможно использование эффекта резонансного поглощения тепловых нейтронов в больных тканях, что позволяет получить максимальный терапевтический эффект при минимальном вреде для окружающих здоровых тканей и критических органов с высокой чувствительностью к излучению [1,4].

В работах группы под руководством Ю.А. Казанского решены оптимизационная нейтронно-физическая и дозиметрическая задачи по выбору параметров медицинского реактора, коллимационного устройства и фильтров с целью получения наилучшего терапевтического эффекта с учетом ограничения времени облучения пациента и минимизации мощности реактора [2, 3, 5, 6].



Высокая эффективность нейтронозахватной терапии обеспечивается двумя компонентами. Первый компонент – туморотропный препарат, доставляющий в опухолевую клетку химический элемент (например, бор-10) с высоким (резонансным) сечением захвата эпитепловых нейтронов, и второй компонент – система фильтров, дающая оптимизированный по спектру пучок нейтронов.

В настоящее время для нейтронозахватной терапии приспособляются многоцелевые исследовательские реакторы, расположенные вдали от клиник; необходима транспортировка тяжелых больных от клиники до реактора. Медикам важно, чтобы установка располагалась на площадке клиники, что удовлетворяло бы всем медицинским требованиям и требованиям ядерной, радиационной и экологической безопасности. В настоящее время лучевая терапия является одним из многих инструментов современной медицины, компонентом пакета медицинских услуг.

Для этого проект специализированного медицинского реактора MAPC должен быть таким, чтобы при любых обстоятельствах его конструкция за счет естественных причин не допускала бы возникновения аварии с выбросом радиоактивности и иных исходных событий, приводящих к последующему облучению персонала и населения. За счет малой мощности и импульсного режима работы реактора в нем практически не накапливаются продукты деления, поэтому в любых проектных и запроектных авариях полностью исключаются выбросы активности, превышающие допустимые уровни, включая полное разрушение реактора в случае гипотетического террористического акта.

Предметом исследования является проблема математического моделирования нестационарного трехмерного турбулентного теплопереноса при выполнении расчетов кодом вычислительной гидродинамики в объеме, необходимом для обоснования безопасности реакторов.

В работе представлены результаты моделирования процессов теплообмена в новом медицинском специализированном реакторе, выполненные на стадии предпроектных проработок в целях обоснования безопасности РУ MAPC. Они являются частью совместной работы многих групп экспертов.

Эта работа была поддержана Российским фондом фундаментальных исследований. Тематика исследований находится в русле приоритетных направлений науки технологий и техники РФ (от 21.05.06 пункт «Безопасность атомной энергетики»).

Конструкция и уникальность параметров реактора обусловлены следующими положениями:

- 1) обеспечение медицинских требований к нейтронным пучкам в полном объеме;
- 2) возможность установки на площадке клиники и эксплуатации при минимуме затрат и минимальном штате;
- 3) принципиальная невозможность аварии, приводящей к необходимости эвакуации персонала клиники и больных;
- 4) не выходящее за пределы установленных норм воздействие на население при максимальной аварии любого масштаба.

Все перечисленные выше положения обуславливают актуальность реактора MAPC с точки зрения безопасности.

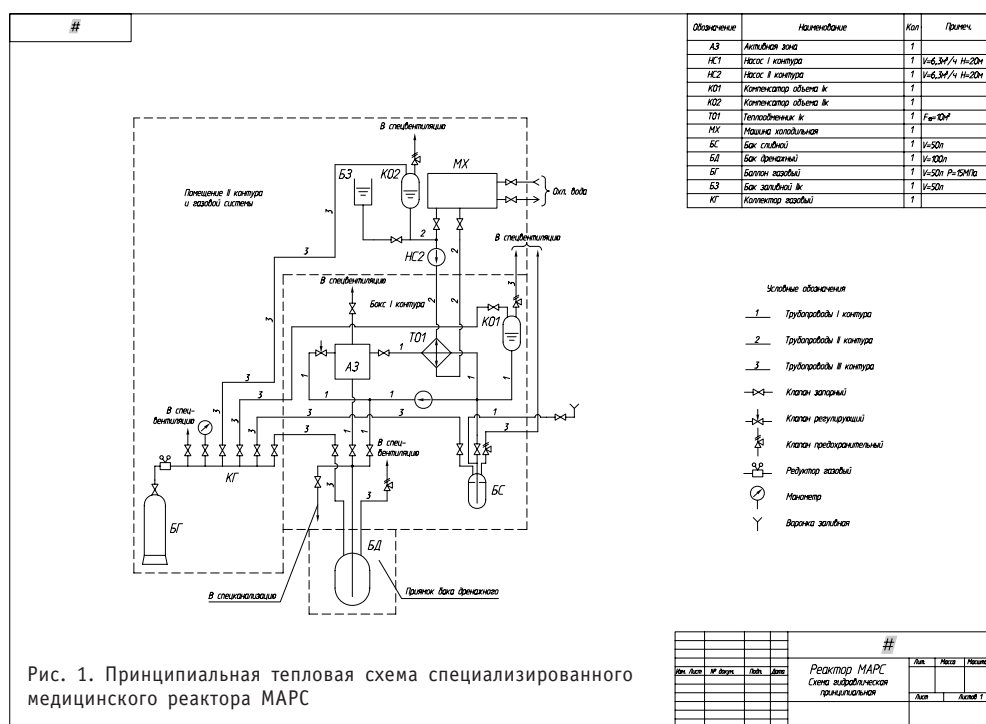
В конструкции установки используются детали и материалы, которые уже давно применяются в реакторных установках, но при более высоких параметрах эксплуатации, что обеспечивает большие (более чем десятикратные) запасы и повышенную надежность реакторной установки. С технологической и экономической точек зрения очень важно, что оборудование, материалы и топливо, принятые в проекте, в настоящее время выпускаются промышленностью.



РУ МАРС имеет ряд особенностей, которые обеспечивают безопасность установки и возможность расположения в клинике:

- низкая мощность во время работы (не более 10 кВт) и старт-стопный режим эксплуатации обеспечивают минимально возможную активность топлива и гарантируют непревышение требуемых нормативами уровней радиации при любой возможной аварии;
- минимальные изменения технологических параметров при любых режимах реактора обеспечивают его работу в течение 20-ти лет с запасом реактивности не более 0,7 от доли запаздывающих нейтронов  $\beta$ , что исключает физическую возможность каких-либо реактивных аварий;
- низкий средний годовой уровень мощности (менее 700 Вт) и соответственно низкая активность продуктов деления в активной зоне;
- отрицательность всех коэффициентов реактивности во всех режимах работы;
- низкий подогрев теплоносителя около 2,5°C, практическое отсутствие аккумулированного тепла в конструкциях реактора.

Принципиальная тепловая схема медицинской реакторной установки МАРС приведена на рис. 1.



### Основные характеристики реактора:

- уран-водный реактор малого размера и критического радиуса 176×435×550 мм;
- мощность порядка 10 кВт (одна загрузка на весь срок работы);
- оптимальная доля воды в активной зоне 78% (большой относительный шаг между твэлами) ;
- твэл – аналог твэла БН-600 с обогащением по U-235 17%;
- давление в корпусе реактора ~ 0.15 МПа;
- максимальная температура стенки твэла не более 100°C, отсутствие кипения в номинальном и большинстве аварийных режимов (что позволило успешно использовать CFD-код);

- циркуляция теплоносителя осуществляется с помощью насоса;
- быстрая остановка реактора при большой течи теплоносителя на естественных принципах;
- второй контур водяной с насосом и неактивным теплоносителем; теплоредача от первого ко второму контуру через теплообменник;
- сброс тепла в атмосферный воздух через теплообменник «вода-воздух»; циркуляция воздуха – от вентилятора (достаточно стандартный теплоотвод к атмосферному воздуху).

Для теплового расчета РУ МАРС (рис. 2) использовались проектные данные при ее работе на номинальной мощности. Тепловая мощность реактора  $Q = 10$  кВт. Расход теплоносителя первого контура  $G_f = 1.0$  кг/с. Температура теплоносителя на входе в реактор  $t_f = 24^\circ\text{C}$ .

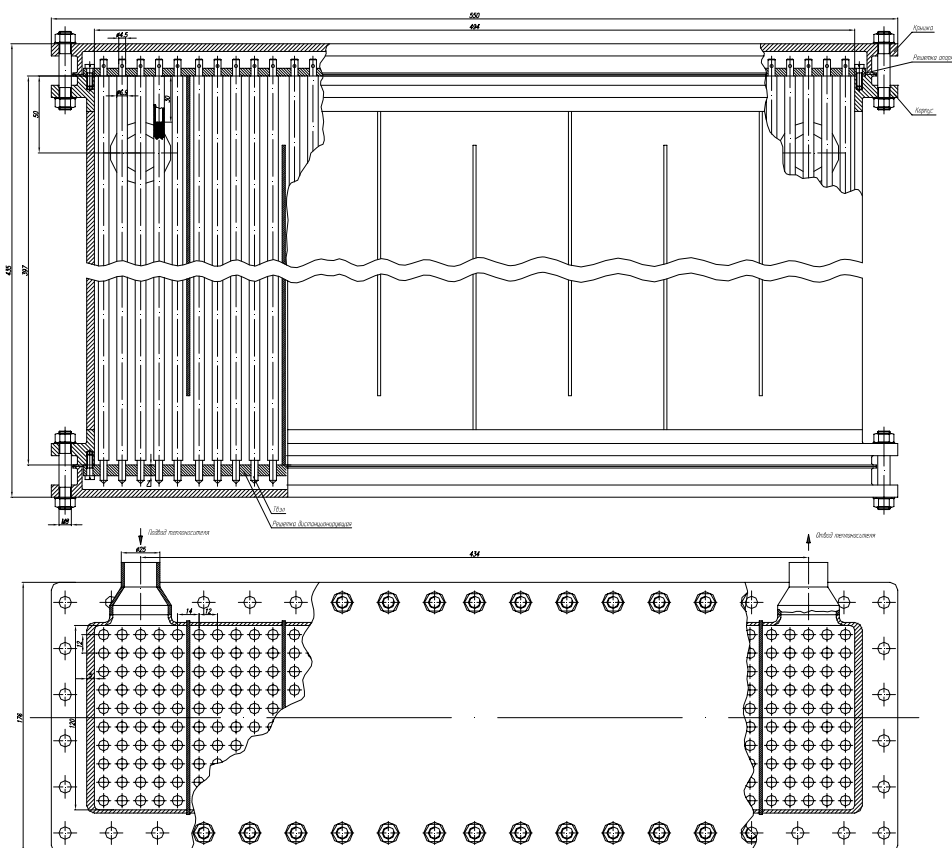


Рис. 2. Конструкция корпуса реактора РУ МАРС с установленными твэлами

В специализированном медицинском реакторе МАРС требуется получить максимальную утечку с фронтальной поверхности, поэтому оптимизированная нестандартная форма активной зоны выполнена в виде уплотненного прямоугольника (рис. 2), со всех сторон которого установлен отражатель и защита, а с одной плоской поверхности выводится поток нейтронов.

Для решения задачи моделирования теплогидравлических процессов в корпусе и активной зоне реакторной установки (РУ) был выбран код OpenFOAM [7,8]. Так как в коде OpenFoam в сопряженном решателе chtMultiRegionFOAM не имелось стандартных свойств воды, в код была добавлена библиотека MCF [9], в которой для свойств воды используется международный стандарт IF-97 [10].

Математическая постановка задачи, система уравнений и замыкающие соотношения приведены в [11]. Проведено тестирование кода, часть результатов которого представлены в двух статьях авторов [11,12].

С использованием OpenFoam версии 1.6 [7,8] и модифицированного авторами расчетного модуля (называемого решателем), получившего название *vagChtMultiRegionFOAM*, были выполнены варианты расчеты для исследования полного сопротивления между входным и выходным патрубками активной зоны МАРС при изменении расхода в первом контуре. Обработка всей серии расчетов дана на рис. 3. Получены обобщающие расчеты формулы.

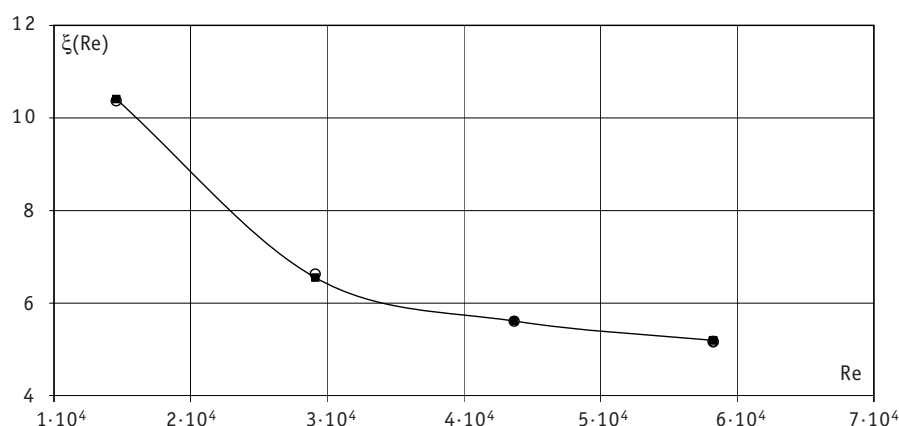


Рис. 3. Результаты серии расчетов при изменении расхода через корпус реактора МАРС, обобщенные в виде зависимости  $\xi(Re)$  коэффициента сопротивления корпуса реактора от числа  $Re$ : ○ –  $\xi$ ; ■ – формула

Для номинального режима задавалось энерговыделение во всех твэлах реактора, причем удельное энерговыделение получено из нейтронно-физических расчетов [6]. Постпроцессор OpenFOAM для сопряженной задачи теплообмена обрабатывает отдельно теплоноситель и твердые конструкции корпуса. На рисунке 4 представлено поле давления в корпусе реактора МАРС. Показан водный объем активной зоны РУ МАРС и часть входного и выходного патрубков. Моделирование проводилось с учетом детальных особенностей конструкции корпуса, всех твэлов (384 шт.) и четырех различных по диаметру стержней СКУЗ. Дистанционирование коротких твэлов беспроводное – при помощи верхней и нижней плит.

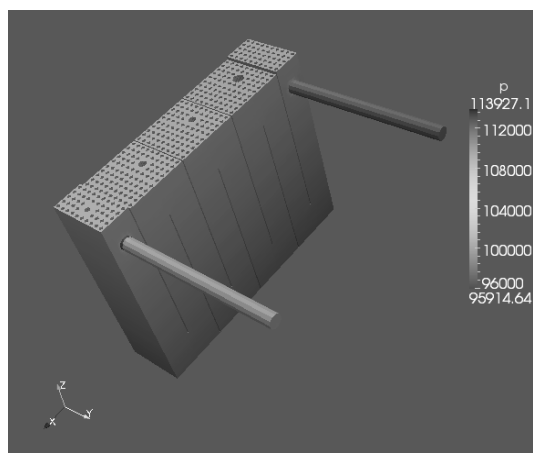


Рис. 4. Поле давления [Па] в теплоносителе внутри корпуса реактора МАРС (расчет при номинальном расходе через корпус)

Активная зона имеет большой относительный шаг расположения твэлов в коридорном пучке, равный двум.

При обработке результатов определяющими величинами приняты средняя скорость на входе во входной патрубок и диаметр патрубков на входе и выходе из корпуса реактора.

Обобщение серии расчетов в интервале чисел  $Re = 1,46E+4 - 5,82E+4$  выражено формулой

$$\xi(Re) = \exp(13499/Re + 1.4156). \quad (1)$$

Среднеквадратичная погрешность 1,76%. Максимальное отклонение 7,48%.

Более точное описание серии экспериментальных данных дает несколько более громоздкая формула

$$\xi(Re) = \frac{1}{0,084611 \cdot \ln(Re) - 6,26E - 12 \cdot Re^2 - 0,71352}. \quad (2)$$

Среднеквадратичная погрешность 0,231%. Максимальное отклонение 0,727%.

На рисунке 5 представлено температурное поле оболочек твэлов. Видно, что сложная гидродинамика течения внутри корпуса реактора приводит к появлению ряда периодических неравномерностей поля температуры. Балансный подогрев в реакторе с высокой точностью совпадает с расчетным значением.

Неравномерности температурного поля температур объясняется особенностями

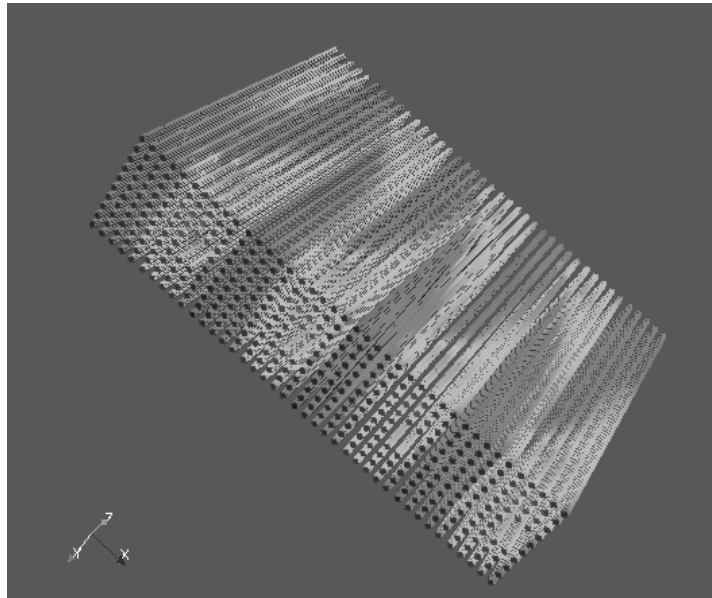


Рис. 5. Температурные поля оболочек твэлов реактора MAPS

ми поля полной скорости. Течение имеет достаточно сложный характер.

Принятая сопряженная постановка позволяет рассчитывать некоторые аварийные режимы (без кипения) из списка исходных событий для обоснования безопасности реакторов. Используются результаты нейтронно-физических расчетов в виде тепловой мощности реактора (для групп твэлов).

В уравнение энергии сопряженного решателя chtMultiRegionFoam добавлен источник энергии, удельное энерговыделение было получено в результате нейтронно-физических расчетов [6]. На рисунке 6 представлено температурное поле при расчете аварии с выбросом самого тяжелого стержня системы управления реактором.

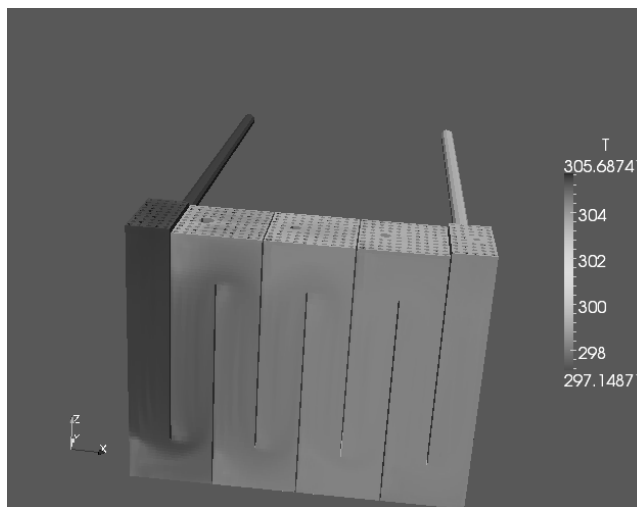


Рис. 6. Расчетное поле температур в переходном процессе в гипотетической аварии с выбросом стержня регулирования из медицинского реактора MAPC

В активной зоне реактора MAPC имеется четыре стержня СУЗ; выброс одного регулирующего стержня приводит к переходному процессу в реакторе, в финале которого все отрицательные обратные связи останавливают рост реактивности на новом стабилизированном уровне мощности в 4,25 раза больше номинального. Поскольку номинальный подогрев в реакторе невелик (2,5 градуса), то оказалось, что новое устойчивое состояние реактора достигается при подогреве около 10,6°C, что согласуется с результатами расчета температурного поля кодом OpenFOAM (рис. 6). При решении динамической задачи температура на стенках не достигала линии насыщения во всем переходном процессе с большим запасом.

## ВЫВОДЫ

Все представленные расчеты сопряженных задач теплообмена и гидродинамики были выполнены с помощью кода OpenFOAM. Потребовалось ввести две модификации решателя для сопряженного теплообмена кода OpenFOAM. Добавлен источник компонент уравнения энергии для тепловыделения в твердом теле, а также введены свойства стандартной воды, в результате получен новый решатель `vagChtMultiRegionFOAM`. Решатель тестировался для разных теплоносителей, включая имеющиеся в библиотеке MCF [9] воздух, воду, натрий, свинцово-висмутовый сплав. Лицензия GNU открытого кода (в отличие от коммерческих кодов) позволяет решать задачи в новой постановке, которые всегда возникают при проектировании новых ЯЭУ.

Для специализированного медицинского реактора MAPC выполнен цикл расчетов полного гидравлического сопротивления между входным и выходным патрубками для интервала расходов. Результаты расчетов обобщены в виде простых инженерных формул.

Представлены расчеты аварии с выбросом одного стержня управления из реактора. Вследствие отрицательных коэффициентов реактивности аварийный процесс заканчивается достижением нового безопасного устойчивого стабилизированного состояния, при этом достигнутый при аварии уровень температуры воды составил 35°C.

Полученные с использованием модифицированного CFD-кода OpenFOAM результаты подтверждают правильность принятых конструкторских решений в проекте

реактора МАРС и возможность применения CFD-кода OpenFOAM для решения некоторых задач, возникающих при обосновании безопасности ЯЭУ.

## ОБОЗНАЧЕНИЯ И СОКРАЩЕНИЯ

$Q$  – тепловая мощность реактора;  $\beta$  – доля запаздывающих нейтронов;  $\xi$  – коэффициент гидравлического сопротивления;  $Re$  – число Рейнольдса;  $t_f$  – средние значения температуры воды первого контура на входе в реактор;  $G_f$  – массовый расход теплоносителя первого контура.

CFD (Computation Fluid Dynamic) – вычислительная гидродинамика; MCF (Models Constructor Framework) – открытый набор библиотек для OpenFOAM [9]; OpenFOAM (Open Field Operation And Manipulation [8]) – зарегистрированная торговая марка компании OpenCFD Ltd.

АЗ – активная зона; АС, АЭС – атомная электростанция; БН-600 – быстрый натриевый реактор 600 МВт; МРНЦ РАМН – Медицинский радиологический научный центр Российской Академии медицинских наук (бывший ИМР – Институт медицинской радиологии); МАРС – проект реактора для НЗТ и НСТ; НЗТ – нейтронозахватная терапия; НСТ – нейтроноударная терапия; РУ – реакторная установка; СКУЗ – система контроля управления и защиты; ЭНИМЦ «МС» – Экспериментальный научно-исследовательский и методический центр «Моделирующие системы».

## Литература

1. Цыба А. Ф., Ульянов С. Е., Мардынский Ю. С. и др. Нейтроны в лечении злокачественных новообразований: Научно-методическое пособие. – Обнинск: БИСТ, 2003. – 112 с.
2. Левченко В. А. Основные характеристики америциевого реактора для нейтронной терапии. Реактор МАРС/В. А. Левченко, И. П. Балакин, В. А. Белугин, С. Л. Дорохович, Ю. А. Казанский, Ю. А. Кураченко, А. В. Левченко, Е. С. Матусевич, И. Ронен, А. А. Уваров, Ю. С. Юрьев//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2003. – № 3. – С. 72-82.
3. Кураченко Ю. А. Вывод нейтронных пучков и защита медицинского реактора МАРС/Ю. А. Кураченко, Ю. А. Казанский, А. В. Левченко, Е. С. Матусевич//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – № 4. – С. 36-48.
4. Гулидов И. А., Мардынский Ю. С., Цыба А. Ф., Сысоев А. С. Нейтроны ядерных реакторов в лечении злокачественных новообразований. – Обнинск: МРНЦ РАМН, 2001. – 132 с.
5. Кураченко Ю. А. Реакторные пучки для лучевой терапии: дис. на соискание уч. ст. д-ра физ.-мат. наук: 26.12.05 Обнинск, 2008. – 344 с.
6. Левченко А. В. Выбор топливной композиции для специализированного медицинского реактора/А. В. Левченко, В. А. Баршевцев, Ю. А. Казанский//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – № 3. – С. 113-120.
7. OpenFOAM User Guide Version 1.6. 2009.
8. OpenFOAM – [www.opencfd.co.uk](http://www.opencfd.co.uk) (дата обращения: 25.06.2010).
9. [www.os-cfd.ru](http://www.os-cfd.ru) (дата обращения: 22.06.2010).
10. Александров А. А. Григорьев Б. А. Таблицы теплофизических свойств воды и водяного пара: Справочник. Рек. Гос. Службой стандартных справочных данных. ГСССД Р-776-98 М.: Издательство МЭИ. 1999. 168 с.
11. Казанцев А. А. Тестирование CFD кода OpenFOAM/А. А. Казанцев, В. Р. Анисонян//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010 (в печати).
12. Казанцев А. А. Моделирование 3D-течения CFD-кодом OpenFOAM/А. А. Казанцев, В. Р. Анисонян//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010 (в печати).

Поступила в редакцию 23.06.2010

УДК 621.039.51

## О ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ РАДИОГЕННОГО СВИНЦА В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

**Г.Г. Куликов\*, А.Н. Шмелев\*\*, В.А. Апсэ\*\*, В.В. Артисюк\*\*\***

*\* Международный научно-технический центр, г. Москва*

*\*\* Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва*

*\*\*\* Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*



Использование радиогенного свинца из урановых и ториевых месторождений может улучшить безопасность реактора, повысить воспроизводство топлива и расширить область применения атомной энергии. Обсуждаются нейтронно-физические особенности свойств радиогенного свинца.

**Ключевые слова:** быстрые реакторы, температурный коэффициент реактивности, нераспространение.

**Key words:** fast reactors, temperature reactivity coefficient, proliferation resistance.

### ВВЕДЕНИЕ

Использование в быстрых реакторах в качестве теплоносителя жидкометаллических сплавов на основе свинца определяет одно из направлений исследований в рамках федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.» [1]. Одно из преимуществ свинца – низкое сечение поглощения нейтронов, которое во многом определяется содержанием в нем дважды магического ядра  $^{208}\text{Pb}$ . В ряде работ были исследованы возможности использования в реакторах моноизотопного свинца  $^{208}\text{Pb}$  [2–4]. В настоящей работе рассматривается возможность использования радиогенного свинца (т.е. свинца, извлеченного из урановых, уран-ториевых и ториевых месторождений), в изотопном векторе которого содержание  $^{208}\text{Pb}$  может превышать 80%.

Как известно, в быстром реакторе с уран-плутониевым топливом и натриевым теплоносителем спектральная составляющая коэффициента реактивности по температуре теплоносителя (ТКРТ) неблагоприятна, поскольку она значительна и положительна по знаку (т.е. с повышением температуры теплоносителя реактивность повышается) [5]. Эта неблагоприятная составляющая коэффициента реактивности компенсируется отрицательной составляющей, связанной с утечкой нейтронов. Кроме того, как у всякого реактора на уран-плутониевом топливе имеет место проблема защиты плутония от неконтролируемого распространения [6]. В работе рассматриваются некоторые пути решения этих проблем путем использования ( $^{238}\text{U}$ -Pu-Th- $^{233}\text{U}$ )-топлива, а также свинцового теплоносителя в виде радиогенного свинца.



## УЛУЧШЕНИЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА ПРИ ЗАМЕНЕ ( $^{238}\text{U}$ -Pu)-ТОПЛИВА НА ( $\text{Th}$ - $^{233}\text{U}$ )-ТОПЛИВО

Анализ спектральной составляющей ТКРТ был выполнен для модели быстрого реактора БРЕСТ-300 [7], охлаждаемого природным свинцом. Расчеты элементарной ячейки реактора проводились с использованием программного комплекса SCALE-4.3 [8] и 44-групповой библиотеки констант, подготовленной на основе файла оцененных ядерных данных ENDF/B-V. Поскольку в модели элементарной ячейки не исследуется утечка нейтронов, то такая модель позволяет определить только интересующую нас спектральную составляющую ТКРТ. Расчеты проведены для уран-плутониевого, уран-ториевого и уран-плутоний-ториевого нитридного топлива. Величина ТКРТ определялась по следующей формуле:

$$\text{ТКРТ} = \frac{K_{\infty}(580^{\circ}\text{C}) - K_{\infty}(480^{\circ}\text{C})}{100^{\circ}\text{C} \cdot K_{\infty}(480^{\circ}\text{C})}.$$

На рисунке 1 показана зависимость ТКРТ от доли  $^{232}\text{Th}$  в воспроизводящей компоненте топливной смеси (т.е. в смеси  $^{238}\text{U}$  с  $^{232}\text{Th}$ ) для делящихся нуклидов  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{233}\text{U}$ . Видно, что, во-первых, замена воспроизводящего нуклида  $^{238}\text{U}$  на  $^{232}\text{Th}$  приводит к снижению неблагоприятной спектральной составляющей ТКРТ для  $^{239}\text{Pu}$  (на ~11%) и  $^{233}\text{U}$  (на ~17%); во-вторых, замена делящегося нуклида  $^{239}\text{Pu}$  на  $^{233}\text{U}$  существенно снижает неблагоприятную спектральную составляющую ТКРТ для  $^{238}\text{U}$  (на ~31%) и  $^{232}\text{Th}$  (на ~36%). В целом, переход с ( $^{238}\text{U}$ -Pu)-топлива на ( $\text{Th}$ - $^{233}\text{U}$ )-топливо уменьшает неблагоприятную спектральную составляющую ТКРТ примерно на 43%. Причины такого эффекта лежат в особенностях нейтронно-физических свойств этих видов топлива.

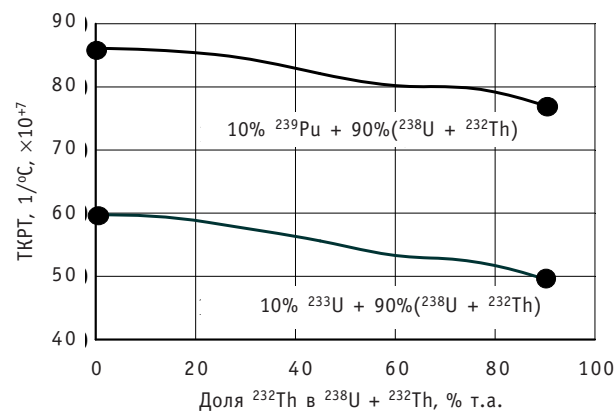


Рис. 1. Зависимости спектральной компоненты ТКРТ от доли  $^{232}\text{Th}$  в воспроизводящей компоненте топливной смеси для эквивалентной ячейки быстрого реактора БРЕСТ-300 со свинцовым теплоносителем (природный свинец)

На рисунке 2 показаны размножающие свойства (число делений на одно поглощение)  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{232}\text{Th}$  и  $^{233}\text{U}$  в зависимости от энергии нейтронов [5], а также спектр нейтронов в модели свинцового быстрого реактора БРЕСТ-300 [7]. Увеличение температуры свинца снижает его плотность, что приводит к уменьшению поглощения и замедления нейтронов и тем самым сдвигает спектр нейтронов в область высоких энергий. При этом размножающие свойства  $^{239}\text{Pu}$  улучшаются в значительно большей степени, чем  $^{233}\text{U}$ , а порог реакции деления  $^{238}\text{U}$  нейтронами находится при более низких энергиях, чем для  $^{232}\text{Th}$ . Отметим, что доля нейтронов в области порогов реакции деления  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$  (~1 МэВ) невелика. Именно по-



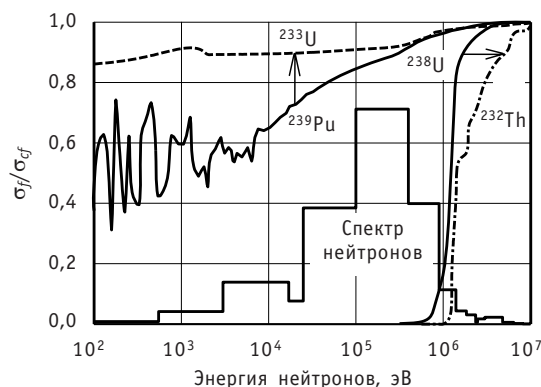


Рис. 2. Размножающие свойства  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{233}\text{U}$  и спектр нейтронов в модели эквивалентной ячейки быстрого реактора БРЕСТ-300

этому замена воспроизводящих нуклидов в топливе изменяет спектральную составляющую ТКРТ существенно меньше, чем замена делящихся нуклидов [5]. Таким образом, (Th- $^{233}\text{U}$ )-топливо обладает более благоприятной спектральной составляющей ТКРТ, чем ( $^{238}\text{U}$ -Pu)-топливо. Благоприятный запас ТКРТ может быть использован для того, чтобы, например, вернуть быстрым реакторам их первоначальную роль наработчиков ядерного топлива путем восстановления вокруг активной зоны бланкетов с воспроизводящим материалом.

### РАДИОГЕННЫЙ СВИНЕЦ: НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА И ПРЕИМУЩЕСТВА

Радиогенный свинец – это свинец, образующийся в результате радиоактивного распада тория и урана. В результате нескольких альфа- и бета-распадов  $^{232}\text{Th}$  превращается в стабильный изотоп  $^{208}\text{Pb}$ ,  $^{238}\text{U}$  – в стабильный изотоп  $^{206}\text{Pb}$ , а  $^{235}\text{U}$  – в стабильный изотоп  $^{207}\text{Pb}$ . Таким образом, урановые руды содержат радиогенный свинец, состоящий, главным образом, из  $^{206}\text{Pb}$ , а ториевые (и уран-ториевые) руды – радиогенный свинец, состоящий из  $^{208}\text{Pb}$  (табл. 1). Следует отметить, что

Таблица 1

#### Месторождения урановых, ториевых и уран-ториевых руд, состав минералов и изотопный состав радиогенного свинца

Руда	U / Th / Pb, вес. % в минерале	$^{204}\text{Pb} / ^{206}\text{Pb} / ^{207}\text{Pb} / ^{208}\text{Pb}$ , ат. %
Black Sands Beach, Guarapari, Espirito Santo state, Бразилия, монацит [12]	1.26 / 59.3 / 1.51	0.005 / 6.030 / 0.455 / 93.51
Buena, Rio de Janeiro state, Бразилия, монацит [12]	1.72 / 45.1 / 1.24	0.030 / 11.10 / 1.09 / 87.783
Manitoba, Канада, монацит [13]	0.28 / 15.63 / 1.52	0.0097 / 10.20 / 1.86 / 87.93
Mt. Isa Mine, Австралия, монацит [13]	0.0 / 5.73 / 0.285	0.038 / 5.44 / 0.972 / 93.55
Singar Mine, Индия, уранит [14]	64.3 / 8.12 / 8.92	0.0 / 89.38 / 6.44 / 4.183
Gaya district, Индия, монацит [15]	0.49 / 10.55 / 0.23	—
Las Vegas, New Mexico, США, монацит [13]	0.122 / 9.39 / 0.37	0.025 / 9.068 / 1.127 / 89.78
River South Byug, Украина, монацит [16]	0.18 / 8.72 / 0.91	0.01 / 6.04 / 0.94 / 93.0
«Обычный» свинец	—	1.4 / 24.1 / 22.1 / 52.4

изредка в рудах на изотопный состав радиогенного свинца влияет присутствие природного свинца (52.4% $^{208}\text{Pb}$ , 24.1% $^{206}\text{Pb}$ , 22.1% $^{207}\text{Pb}$ , 1.4% $^{204}\text{Pb}$ ).

Радиогенный свинец, содержащий преимущественно изотоп  $^{208}\text{Pb}$ , характеризуется уникальными свойствами, что обусловливается ядерно-физическими свойствами этого изотопа. Ядро  $^{208}\text{Pb}$  является дважды магическим с замкнутыми протонными и нейтронными оболочками. Поэтому уровни возбуждения ядра изотопа  $^{208}\text{Pb}$  (рис. 3) расположены при довольно высоких энергиях (2.61–3.96 МэВ), в то время как уровни возбуждения ядер остальных изотопов свинца находятся при более низких энергиях (0.57–2.38 МэВ). Этот изотоп характеризуется чрезвычайно малым сечением захвата нейтронов.

Такие необычные ядерные свойства изотопа  $^{208}\text{Pb}$  проявляются в условиях цепной реакции деления в активной зоне ядерного реактора следующим образом. Во-первых, поскольку энергетический порог неупругого рассеяния нейтронов изотопом  $^{208}\text{Pb}$  (~2.61 МэВ) существенно выше, чем у природного свинца (~0.8 МэВ), то и смягчение спектра нейтронов в его жесткой части на изотопе  $^{208}\text{Pb}$  заметно меньше. Во-вторых, сечение поглощения нейтронов изотопом  $^{208}\text{Pb}$  (~0.5 мб в тепловой точке) на два с лишним порядка меньше, чем у природного свинца (~175 мб), и существенно меньше, чем даже у графита (~3.5 мб), в достаточно широком диапазоне энергий (от тепловой области до нескольких десятков килоэлектронвольт). На рисунке 4 показаны энергетические зависимости микросечений поглощения нейтронов природным свинцом, его изотопами и графитом [9].

Видно также, что если радиогенный свинец содержит, в основном, изотоп  $^{208}\text{Pb}$ , то он характеризуется примерно таким же сечением поглощения нейтронов в диапазоне энергий 0.01эВ–10кэВ, как и слабо поглощающий нейтроны графит, при этом доля изотопа  $^{206}\text{Pb}$  должна быть не более 10%, а суммарная доля изотопов  $^{204}\text{Pb}$  и  $^{207}\text{Pb}$  – не более 1%. Такой радиогенный свинец может содержаться в ториевых и уран-ториевых рудах (табл. 1).

Таким образом, с одной стороны, изотоп  $^{208}\text{Pb}$ , будучи тяжелым нуклидом, является слабым замедлителем нейтронов как при упругом рассеянии во всей области реакторных энергий из-за его большого атомного веса, так и при неупругом рассеянии быстрых нейтронов из-за высоко расположенных первых уровней возбуждения ядра (рис. 3). С другой стороны, изотоп  $^{208}\text{Pb}$  характеризуется чрезвычайно малым сечением поглощения нейтронов в широком диапазоне энергий. Слабые замедляющие и поглощающие свойства  $^{208}\text{Pb}$  делают его «малозаметным» с точки зрения поглощения нейтронов, а также малой потери энергии при замед-

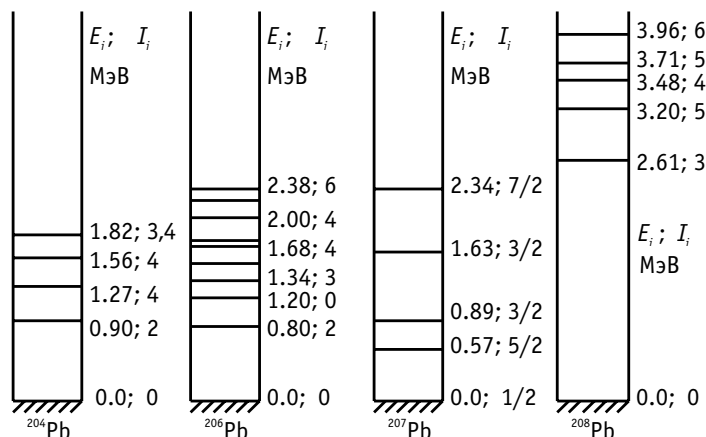


Рис. 3. Уровни возбуждения и спины состояний ядер изотопов свинца

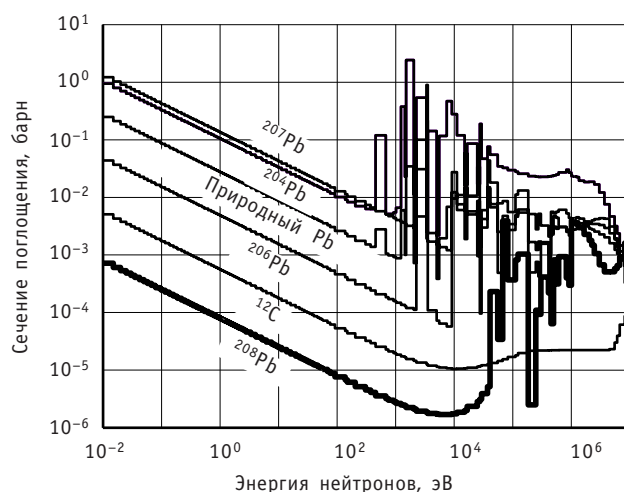


Рис. 4. Сечения поглощения нейтронов природным свинцом, его изотопами и графитом [9]

лении. Эти свойства  $^{208}\text{Pb}$  позволяют создать реактор с очень гибким нейтронным спектром (от промежуточного до теплового), с хорошей экономией нейтронов и без высокого давления теплоносителя в активной зоне. Благодаря уникальным свойствам  $^{208}\text{Pb}$  его повышенное содержание в свинцовом или свинцово-висмутовом теплоносителе позволит уменьшить неблагоприятную спектральную составляющую ТКРТ. Это подтверждается работой [2], график из которой приведен на рис. 5. Таким образом, появляется возможность вернуть быстрому реактору бланкеты для наработки топлива, сохраняя отрицательный ТКРТ.

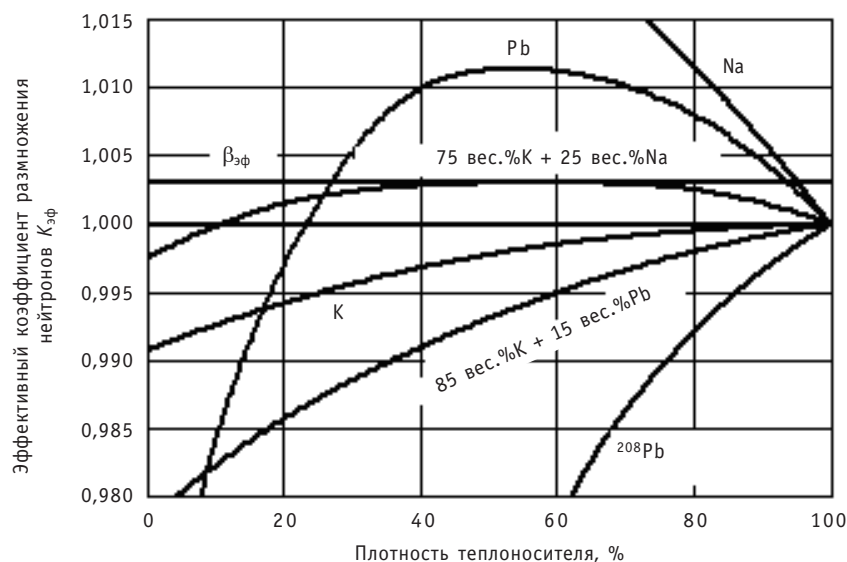


Рис. 5. Зависимости  $K_{\text{эф}}$  быстрого реактора (топливо  $^{235}\text{U}+\text{MA}+\text{Th}+5\text{вес.}\%\text{Zr}$ ) от плотности различных теплоносителей (MA – младшие актиниды)

Применение радиогенного свинца в качестве теплоносителя вместе с графитом (без использования металлического покрытия) в качестве замедлителя создает условия для разработки высокотемпературных реакторов, а также реакторов с высокой плотностью потока нейтронов. В этом случае высокотемпературный реактор будет характеризоваться низким давлением теплоносителя, а естественная

циркуляция этого теплоносителя будет выгодно отличать такой реактор от высокотемпературного реактора с гелиевым охлаждением. Высокопоточный реактор с теплоносителем из радиогенного свинца сделает возможной трансмутацию радиоактивных изотопов с чрезвычайно низкими сечениями поглощения нейтронов, таких как  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$ . Концепция такого реактора рассмотрена в работе [2].

### ОБ ИСПОЛЬЗОВАНИИ РАДИОГЕННОГО СВИНЦА ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ ЗАЩИЩЕННОСТИ ПЛУТОНИЯ В СМЕШАННОМ ( $^{238}\text{U}$ -Pu-Th- $^{233}\text{U}$ )-ТОПЛИВЕ

Как было показано выше, смешанное ( $^{238}\text{U}$ -Pu-Th- $^{233}\text{U}$ )-топливо должно обладать уменьшенной неблагоприятной спектральной составляющей ТКРТ по сравнению с ( $^{238}\text{U}$ -Pu)-топливом. Кроме того, смешанное топливо усиливает барьеры против распространения делящихся материалов [10], поскольку изотоп  $^{233}\text{U}$  сильно разбавлен воспроизводящим изотопом  $^{238}\text{U}$ , а доля плутониевой фракции ниже, чем в ( $^{238}\text{U}$ -Pu)-топливном цикле. Последнее связано с тем, что смешанное ( $^{238}\text{U}$ -Pu-Th- $^{233}\text{U}$ )-топливо поддерживает критичность реактора в основном благодаря присутствию в нем изотопа  $^{233}\text{U}$  и накоплению его из тория, а наработка плутония подавлена из-за уменьшенного содержания воспроизводящего изотопа  $^{238}\text{U}$ .

Кроме того, защищенность плутония может быть повышена благодаря созданию условий для накопления в его составе четных изотопов. Этого можно достичь, используя радиогенный свинец в качестве теплоносителя с малым сечением поглощения нейтронов, а графит – в качестве конструкционного материала и замедлителя нейтронов с малым сечением поглощения нейтронов. Как известно [9], в смягченном спектре нейтронов размножающие свойства  $^{239}\text{Pu}$  существенно хуже, чем в жестком спектре. В то же время размножающие свойства  $^{233}\text{U}$  практически не ухудшаются при переходе от жесткого спектра нейтронов к смягченному. Это подтверждают энергетические зависимости (рис. 6) отношения сечений захвата нейтронов и деления для  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{233}\text{U}$ , а также  $^{235}\text{U}$  (для сравнения). Таким образом, использование радиогенного свинца в качестве теплоносителя и некоторое смягчение спектра нейтронов позволит повысить защищенность плутония при сохранении темпа наработки вторичного топлива благодаря хорошему нейтронному балансу из-за низкого сечения поглощения нейтронов радиогенным свинцом. Отметим, что изотопный уровень защищенности практически непреодолим для стран, не обладающих технологией изотопного разделения.

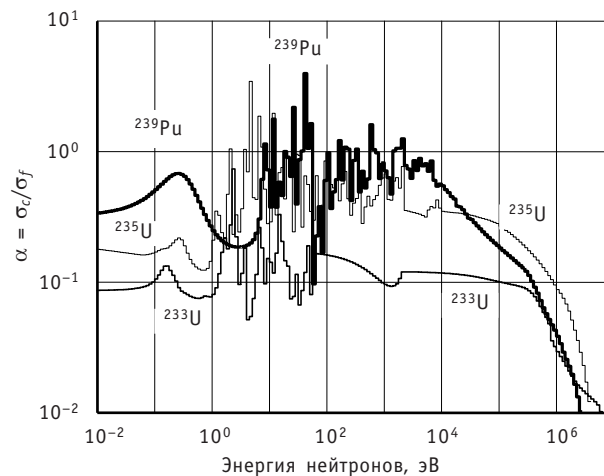


Рис. 6. Отношение сечения захвата нейтронов к сечению деления для  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{233}\text{U}$  и  $^{235}\text{U}$  [5]

В работе [3] рассматривается возможность создания малоактивируемого свинцового теплоносителя с помощью его предварительного изотопного обогащения. Показано, что в спектре быстрого реактора основным каналом генерации радионуклидов в теплоносителе является радиационное поглощение нейтронов  $^{208}\text{Pb}$ . Причем действующая и остаточная активность теплоносителя может быть уменьшена на несколько порядков при обогащении свинца изотопом  $^{206}\text{Pb}$ . Оценено, что теплоноситель на основе  $^{206}\text{Pb}$  может быть освобожден от радиационного контроля через один-два года после 30-ти лет облучения в быстром реакторе, а теплоноситель из природного свинца – только спустя 100 лет. Отметим, что предложенное выше смягчение спектра нейтронов позволит не только защитить плутоний на изотопном уровне, но и радикально снизить активируемость радиогенного свинца с преимущественным содержанием  $^{208}\text{Pb}$ . Это объясняется тем, что в смягченном спектре нейтронов (ниже нескольких килоэлектронвольт) сечение радиационного захвата нейтронов  $^{208}\text{Pb}$ , т.е. основного канала активации теплоносителя, на несколько порядков ниже, чем в жесткой части спектра нейтронов (см. рис.4), где находится область его резонансного поглощения. Отметим, что снижение активации радиогенного теплоносителя будет достигаться без дорогостоящей процедуры его предварительного изотопного обогащения.

### **МЕСТОРОЖДЕНИЯ И ИЗОТОПНЫЙ СОСТАВ РАДИОГЕННОГО СВИНЦА**

При эксплуатации урановых и ториевых месторождений попутно добывался и добывается радиогенный свинец. До сих пор при выделении урана (или тория) из руды этот свинец сбрасывается в хвостохранилища при рудниках. Если дальнейшие исследования покажут перспективность использования радиогенного свинца в ядерной энергетике, то появится необходимость наладить попутное извлечение его из руды. На первый взгляд может показаться, что масштаб добычи руд определяется потребностями в уране и тории. В частности, потребность ядерной энергетике в тории как в настоящее время, так и в ближайшем будущем останется весьма малой. Но существует одно важное обстоятельство, которое существенным образом влияет на масштаб добычи ториевых и уран-ториевых руд. Дело в том, что большинство урановых и ториевых руд относятся к категории комплексных руд, содержащих многие ценные металлы (редкоземельные элементы, золото и др.). В работе [11] обращается внимание на то, что важнейшее значение для удешевления стоимости добычи и производства природного урана и тория имеет наличие в рудах полезных сопутствующих элементов (в частности, элементов цериевой группы). Их попутное извлечение с ураном позволяет снизить нижний предел (промышленный минимум) содержания урана в добываемых рудах до 0.010.03% при существующей технологии производства природного урана.

В таблице 1 приведены данные о крупных месторождениях тория и урана, о содержании урана, тория и свинца в минералах этих месторождений и изотопном составе радиогенного свинца. Можно видеть, что радиогенный свинец содержит много меньше «вредных» изотопов с большим сечением захвата нейтронов ( $^{204}\text{Pb}$  и  $^{207}\text{Pb}$ ), чем обычный свинец.

В случае необходимости радиогенный свинец может быть извлечен из уже имеющихся хвостохранилищ ториевых и уран-ториевых руд либо получен из этих руд при добыче ценных металлов как сопутствующий элемент.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Использование радиогенного свинца в качестве теплоносителя энергетических реакторов позволит улучшить их ядерную безопасность, повысит защищенность делящихся материалов, увеличит воспроизводство топлива, а значит, и глубину его выгорания. Помимо получения энергии реакторы с охлаждением радиогенным свинцом могут быть использованы для производства водорода и других видов искусственного топлива, в качестве источника высокотемпературного тепла, а также для трансмутации радиоактивных изотопов с низкими сечениями поглощения нейтронов. В случае необходимости радиогенный свинец может быть извлечен из уже имеющихся хвостохранилищ ториевых, уран-ториевых и урановых руд либо получен из этих руд при добыче ценных металлов как сопутствующий элемент.

Поэтому можно сделать вывод о том, что применение радиогенного свинца открывает новые возможности не только по улучшению нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов, но и по расширению сферы их применения.

## Литература

1. Федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 гг. и на перспективу до 2020 г.».
2. *Shmelev A.N., Kulikov G.G., Apse V.A., Glebov V.B., Tsurikov D.F., Morozov A.G.* Radiowaste Transmutation in Nuclear Reactors/Proceedings of a Specialists Meeting «Use of Fast Reactors for Actinides Transmutation» (September 22-24, 1992, Obninsk, Russia). – IAEA-TECHDOC-693, IAEA, March 1993. – P. 77-86
3. *Хорасанов Г.Л., Блохин А.И.* Основы создания малоактивируемого свинцового теплоносителя с изотопным обогащением для перспективных ядерно-энергетических установок//Вопросы атомной науки и техники. Сер. «Ядерные константы». – 2001. – Вып. 1.
4. *Хорасанов Г.Л., Коробейников В.В., Иванов А.П., Блохин А.И.* Минимизация уран-плутониевой загрузки быстрого реактора путем использования в качестве теплоносителя малопоглощающего нейтроны обогащенного свинца-208. В сб. докл. XII Международной научной конференции «Физико-химические процессы при селекции атомов и молекул в лазерных, плазменных и нанотехнологиях» (31 марта – 4 апреля 2008 г., Звенигород, Россия)/Под ред. В.Е. Черковца. – М.: ЦНИИ-атоминформ, Троицк: ГНЦ РФ ТРИНИТИ, 2008. – С. 38
5. *Hummel H.H., Okrent D.* Reactivity Coefficients in Large Fast Power Reactors. – American Nuclear Society, LaGrange Park, 1970.
6. *De Volpi A.* Denaturing Fissile Materials//Progress in Nuclear Energy. – 1982. – V. 10. – №. 2. – P. 161-230.
7. *Filin A.I., Orlov V.V., Leonov V.N. et al.* Design features of BREST reactors, experimental work to advance the concept of BREST reactors. Results and plans. Global1999. International conference on future nuclear systems.
8. SCALE-4.3: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation. Draft user documentation for release of SCALE-4.3 Code Package, NUREG/CR-0200, Revision 5 (ORNL/NURET/CSD-2/R5), RSIC/CCC-545, Oak Ridge National Laboratory, USA, March 1997.
9. JEF-PC, O.E.C.D./NEA Data Bank, 12 bld. des Iles, 92130, Issy-Les-Moulineaux, France, Version-2.0: 30 October 1997.
10. *Feiveson H.A.* «In Memoriam – Ted Taylor». – Science and Global Security, 13: 117-128, 2005.
11. *Синёв Н.М.* Экономика ядерной энергетики: Учебное пособие. – М., Энергоатомиздат, 1987. – С. 159.
12. *Godoy J.M., Godoy M.L., Aronne C.C.* Application of Inductively Coupled Plasma Quadrupole Mass Spectrometry for the Determination of Monazite Ages by Lead Isotope Ratios//Journal of Brazilian Chemical Society. – 2007. – V. 18. – №5.
13. *Nier A.O., Thompson R.W., Murphey B.F.* The Isotopic Constitution of Lead and the Measurement of Geological Time//Physical Review. – 1941. – V. 60. – P. 112117.

14. *Holmes A.* The Pre-Cambrian and Associated Rocks of the District of Mozambique//Quarterly Journal of Geological Society. – 1918. – V. 74. – P. 31-98.
15. *Sarkar T.C.* The Lead Ratio of a Crystal of Monazite from the Gaya District, Bihar/Proceedings of Indian Academy of Sciences. V. 13. – 1941. – P. 245-248.
16. Каталог изотопных дат пород украинского щита. – Киев: «Наукова думка», 1978. – С. 90-91, 136-137.

Поступила в редакцию 24.03.2009



# ИНТЕРВАЛЬНАЯ ОЦЕНКА РЕАКТИВНОСТИ

**А.Г. Юферов, Р.Л. Ибрагимов**

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



Описаны алгоритмы оценки интервала неопределенности для измерителя реактивности на основе интегрального уравнения кинетики.

**Ключевые слова:** реактивность, дисперсия, интервальная оценка

**Key words:** reactivity, variance, interval estimation

Оценка погрешности измерения реактивности является важной задачей метрологического обеспечения эксплуатации ЯЭУ [1–4]. Для характеристики адекватности отображения состояния ЯЭУ целесообразно предоставлять оператору значение текущей реактивности вместе с указанием соответствующей погрешности, обусловленной всеми возможными источниками – измерительным каналом, алгоритмом вычисления реактивности и параметрами запаздывающих нейтронов. Это не вызовет дополнительной информационной нагрузки на оператора, если представлять эти данные в графической форме, выводя на монитор в подходящих координатах (например, «реактивность-мощность») границы интервала неопределенности текущего значения реактивности. Такой подход легко реализуется на основе технологии виртуальных приборов [5].

В современной метрологии для описания интервала неопределенности измерения используется несколько подходов. Возможность их применения в системах управления ЯЭУ определяется характером моделей погрешности (вероятностным или детерминированным), наличием соответствующих параметрических или измерительных данных, требуемым объемом вычислений, необходимостью специальной аппаратной поддержки.

Дисперсионная характеристика погрешности (среднее квадратическое отклонение) трактуется в настоящее время как «стандартная неопределенность» [6]. Эта характеристика удобна тем, что различные источники погрешности учитываются посредством суммирования дисперсий (возможно, с добавлением слагаемого, обусловленного корреляцией погрешностей). Этим, в частности, обеспечивается инвариантность интервала неопределенности при расчете реактивности путем обработки суммарного сигнала датчиков или путем усреднения значений реактивности, вычисленных по индивидуальным сигналам каждого датчика.

Вероятностная квантильная характеристика указывает границы (ширину) интервала и долю возможных значений погрешности, попадающих в этот интервал (доверительную вероятность). Для многих законов распределения погрешностей имеет место простая связь ширины интервала, соответствующего доверительной вероятности 90%, и среднего квадратического отклонения  $d_{0,9} = 1.6\sigma$ . Поэтому,

согласно ГОСТ 11.001-73, это соотношение используется для квантильной оценки, когда закон распределения погрешностей неизвестен.

При назначении доверительной вероятности вводится энтропийная оценка интервала неопределенности  $d_3 = \exp(H)$ , где  $H$  – энтропия погрешности. При этом для различных распределений погрешности вычисление энтропии приводит к соотношению  $d_3 = K_3\sigma$ , где  $K_3$  – энтропийный коэффициент, зависящий от конкретного распределения. В большинстве случаев, как известно [7], энтропийная оценка неопределенности находится в пределах  $d_3 \in [2.22\sigma, 4.132\sigma]$ .

Таким образом, в качестве границ погрешности, выводимых на монитор, целесообразно использовать среднее квадратическое отклонение, поскольку оно фигурирует во всех схемах описания интервала неопределенности, легко интерпретируется и применимо как в вероятностных, так и в детерминированных моделях погрешности.

### УРАВНЕНИЕ БАЛАНСА ДИСПЕРСИЙ ДЛЯ РЕАКТИМЕТРА

Для анализа погрешностей оценки реактивности удобна интегральная форма уравнения реактиметра [8]

$$r(t) = \alpha(t) + \frac{1}{n(t)} \int_0^t v(t-\tau)h(\tau)d\tau - \frac{Q(t)}{n(t)}, \quad (1)$$

содержащая меньшее количество параметров, чем традиционные модели. Здесь  $r(t)$  – реактивность в  $\Lambda$ -шкале:  $\rho = \rho/\Lambda$ ,  $\Lambda$  – время генерации;  $v(t)$  – скорость изменения мощности реактора;  $\alpha(t)$  – обратный период реактора:  $\alpha(t) \equiv v(t)/n(t)$ ;  $Q(t)$  – интенсивность источника;  $h(\tau)$  – переходная характеристика запаздывающих

нейтронов (ПХЗН):  $h(\tau) = \sum_{j=1}^J g_j \exp(-\lambda_j \tau)$ ,  $g_j = \beta_j / \Lambda$ .

После дискретизации уравнение (1) приводится к структуре цифрового фильтра

$$r_k n_k = v_k + \sum_{l=0}^L (A_l h_l) \cdot v_{k-l} + Q_k, \quad (2)$$

где ограниченное число слагаемых  $L$  в квадратурной формуле для оценки интеграла запаздывающих нейтронов (ИЗН)

$$I_{\text{ЗН}} = \int_0^t v(t-\tau)h(\tau)d\tau \quad (3)$$

обусловлено конечной памятью ПХЗН. Выбором квадратурных коэффициентов  $A_l$  можно распорядиться для минимизации дисперсии оценки ИЗН.

При метрологической характеристике фильтров обычно предполагается, что измерения входного сигнала выполняются без смещения, а ошибки измерений некоррелированы. В таком случае дисперсия оценки ИЗН равна

$$\sigma^2(I_{\text{ЗН}}) = \sigma_v^2 \cdot \sum_{l=0}^L (A_l h_l)^2,$$

так что из (2) следует уравнение баланса дисперсий на  $k$ -ом шаге в виде

$$r_k^2 \sigma_n^2 + n_k^2 \sigma_r^2 = \sigma_v^2 \left( 1 + \sum_{l=0}^L (A_l h_l)^2 \right) + \sigma_Q^2,$$

где  $\sigma_Q^2$  – дисперсия оценки источника;  $\sigma_n^2$  и  $\sigma_r^2$  – дисперсии оценок мощности и реактивности соответственно. Дисперсия оценки скорости изменения мощности

$\sigma_v^2 = 2\sigma_n^2 / T^2$ , где  $T$  – шаг дискретизации. Это выражение дисперсии соответствует применяемой в цифровых реактиметрах простейшей разностной формуле вычисления скорости  $v_k = (n_k - n_{k-1})/T$ . Можно также использовать многоточечные алгоритмы цифрового дифференцирования [9], например,  $v_k = (n_{k-2} - 4n_{k-1} + 3n_k)/2T$  с дисперсией  $\sigma_v^2 = 6.5\sigma_n^2 / T^2$ .

Пренебрегая в уравнении баланса дисперсий вкладом источника, получаем выражение для дисперсии оценки реактивности на  $k$ -ом шаге:

$$\sigma_r^2 = \delta_n^2 \left[ \frac{2}{T^2} \left( 1 + \sum_{l=0}^L (A_l h_l)^2 \right) - r_k^2 \right]. \quad (4)$$

Как видим, дисперсия зависит от текущего значения реактивности, что и является одним из оснований для оценки погрешности в реальном времени. Фигурирующая в формуле (4) относительная погрешность мощности  $\delta_n = \sigma_n/n$  характеризует влияние измерительного канала.

Целесообразно ввести понятие *коэффициента увеличения дисперсии* при вычислении интеграла запаздывающих нейтронов  $K_\sigma = \sum_{l=0}^L (A_l h_l)^2$ . Этот коэффициент характеризует точностные характеристики реактиметра в зависимости от числа отсчетов ПХЗН и выбора квадратурных коэффициентов  $A_l$ . Различные квадратурные формулы для вычисления интеграла запаздывающих нейтронов рассмотрены в работе [10]. Так, в методе прямоугольников  $A_l = T$  и дисперсия ИЗН

$$\sigma^2(I_{\text{ЗН}}) = \sigma_v^2 \cdot T^2 \sum_{l=0}^L h_l^2, \text{ а в методе трапеций } A_0 = A_L = T/2, A_l = T, l = \overline{1, L-1} \text{ и}$$

$$\sigma^2(I_{\text{ЗН}}) = \sigma_v^2 T^2 \left[ (h_0^2 + h_L^2) / 4 + \sum_{l=1}^{L-1} h_l^2 \right].$$

Во всех случаях шаг дискретизации не связан с постоянными времени переходной характеристики запаздывающих нейтронов. Более того, интегральная форма уравнения реактиметра (1) позволяет использовать в качестве ПХЗН непосредственно экспериментальные оценки функции спада  $h_k$  без приведения ее к сумме экспонент [11]. Здесь интеграл запаздывающих нейтронов представлен нерекурсивным цифровым фильтром, который всегда устойчив, так что шаг дискретизации может определяться из других соображений, обусловленных, например, требованием аппроксимации фильтров в частотной области [8] или необходимостью точного позиционирования органов регулирования для анализа переходных процессов [12].

### ИНТЕРВАЛЬНАЯ ОЦЕНКА МЕТОДОМ ИНТЕГРАЛЬНЫХ СУММ

Интервальная оценка реактивности, заведомо включающая в себя текущее значение, непосредственно следует из уравнения (1), если для вычисления интеграла запаздывающих нейтронов (3) воспользоваться методом интегральных сумм. За-

писав ИЗН в форме интеграла Стильеса  $I_{\text{ЗН}} = \int_0^t h(t-\tau)dn(\tau)$ , получим при разбиении отрезка интегрирования  $[0, t]$  на  $k$  элементарных отрезков следующие выражения для верхней и нижней интегральных сумм:

$$S_k = \sum_{l=1}^k h(t_{l-1})\Delta n_{k-l}, \quad s_k = \sum_{l=1}^k h(t_l)\Delta n_{k-l}, \quad \Delta n_l = n(t_{l+1}) - n(t_l), \quad (5)$$

так что

$$s_k < I_{\text{ЗН}}(t_k) < S_k. \quad (6)$$

Здесь и далее выражения для интегральных сумм записаны в предположении монотонно растущей мощности, т.е.  $\Delta n_l > 0$ . В общем случае в формулы (5) входят положительные и отрицательные слагаемые, и интегральные суммы могут меняться ролями, что следует контролировать в практических расчетах. При непосредственном выводе границ интервала на график эта проблема не возникает.

Из соотношений (1),(6) следует интервальная оценка реактивности в форме

$$\alpha_k + (s_k - Q_k) / n_k < r_k < \alpha_k + (S_k - Q_k) / n_k. \quad (7)$$

Здесь не используются предположения о поведении мощности между отсчетами и поэтому такая оценка представляется более объективной. На рисунке 1 показано поведение интервальной оценки для типичной ситуации, когда мощность критсборки повышается, стабилизируется на некоторое время и затем переводится на более низкий уровень. На рисунке 2 эта картина отображается более детально в координатах «реактивность-мощность». Ширина интервала пропорциональна шагу отсчетов мощности. В данном случае вычисления проводились с шагом 1 с.

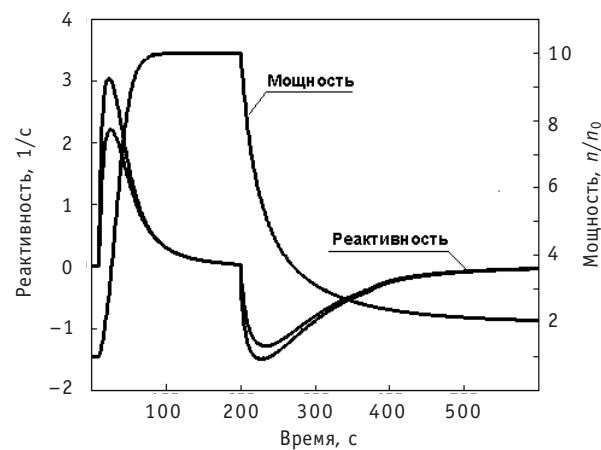


Рис. 1. Поведение мощности и реактивности во времени

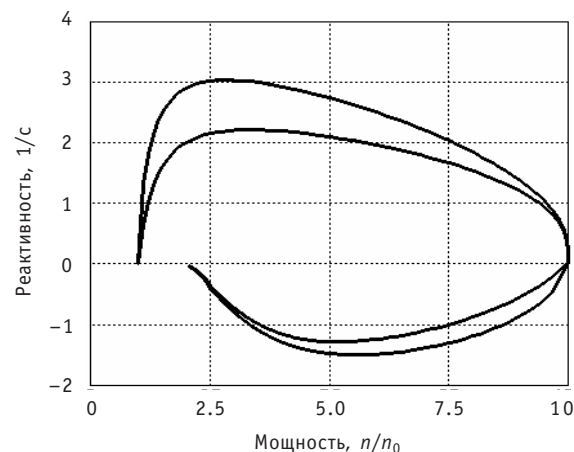


Рис. 2. Фазовый портрет «мощность-реактивность»

Формулы (5),(7) пригодны для расчета интервала реактивности, однако удобнее привести их к традиционной схеме пошагового вычисления. Вклад  $j$ -ой группы запаздывающих нейтронов в интегральные суммы (5) к моменту  $t_{k+1}$  выражается следующими *точными* рекуррентными формулами:

$$S_{k+1}^j = W_k^j S_k^j + g_j \Delta n_k, \quad s_{k+1}^j = W_k^j (s_k^j + g_j \Delta n_k), \quad k=0,1,\dots,$$

где  $S_0^j = s_0^j = 0$ ,  $W_k^j = \exp(-\lambda_j T_k)$ ,  $T_k = t_{k+1} - t_k$ ,  $g_j = \beta_j / \Lambda$ .

Далее будем полагать шаг дискретизации постоянным:  $T_k = T$ . В таком случае

$$S_{k+1}^j = s_k^j + g_j \Delta n_k, \quad s_{k+1}^j = W^j S_{k+1}^j, \quad W^j = \exp(-\lambda_j T). \quad (8)$$

Согласно (7) и (8), ширина интервала реактивности на шаге  $k$  равна

$$\Delta r_k = \frac{1}{n_k} \sum_{j=1}^J S_k^j (1 - W^j).$$

Еще один вариант пошагового вычисления, более удобный для контроля относительной погрешности реактивности, получается, если использовать рекуррентную формулу

$$G_{k+1}^j = W^j G_k^j + g_j I_k^j / B_{k+1}^j, \quad (9)$$

$$G_0^j = 0, \quad B_{k+1}^j = \exp(\lambda_j t_{k+1}), \quad I_k^j = \int_{t_k}^{t_{k+1}} \exp(\lambda_j \tau) dn(\tau),$$

описывающую вклад  $j$ -ой группы запаздывающих нейтронов в интеграл (3) к моменту  $t_{k+1}$ , и применять интервальную оценку только к интегралу  $I_k^j$ :

$$B_k^j \Delta n_k < I_k^j < B_{k+1}^j \Delta n_k.$$

В таком случае интервальная оценка ИЗН к моменту  $t_{k+1}$  есть

$$\sum_{j=1}^J W^j (G_k^j + g_j \Delta n_k) < I_{3H,k+1} < \sum_{j=1}^J (W^j G_k^j + g_j \Delta n_k).$$

Отсюда получаем интервальную оценку реактивности в виде

$$\alpha_k \left( 1 + T \sum_{j=1}^J g_j W^j \right) + D_k < r_k < \alpha_k \left( 1 + T \frac{\beta_{\Phi}}{\Lambda} \right) + D_k, \quad k=1,2,3,\dots, \quad (10)$$

где  $D_k = \frac{1}{n_k} \left( -Q_k + \sum_{j=1}^J W^j G_{k-1}^j \right)$ ,  $\alpha_k = \Delta n_{k-1} / (T n_k)$ .

Согласно неравенствам (10), ширина интервала реактивности равна

$$\Delta r_k = \alpha_k T \left( \frac{\beta_{\Phi}}{\Lambda} - \sum_{j=1}^J g_j W^j \right)$$

или в абсолютных единицах реактивности

$$\Delta \rho_k = \alpha_k T \left( \beta_{\Phi} - \sum_{j=1}^J \beta_j W^j \right).$$

Как видим, при постоянном шаге и фиксированных параметрах кинетики интервал реактивности определяется только текущим значением обратного периода, т.е. относительной скоростью изменения мощности.

При уменьшении отрезка, на котором выполняется интервальная оценка интеграла  $I_k^j$ , интервал стягивается и в пределе из неравенств (11) получается обычная оценка реактивности

$$r_k = \alpha_k + \frac{1}{n_k} \left( -Q_k + \sum_{j=1}^J G_{k-1}^j \right), \quad (11)$$

зависящая только от характера аппроксимации интегралов  $I_k^j$  в формуле (9). Запись интеграла  $I_k^j$  в форме Стильтьеса и использование отсчетов скорости измене-

ния мощности  $\nu_k$  позволяют представить соответствующий вариант формулы (9) в более простом виде по сравнению с традиционным [1–3]:

$$G_k^j = W^j G_{k-1}^j + \nu_k \frac{g_j}{\lambda_j} (1 - W^j).$$

На основе уравнения (11) получается выражение для дисперсии реактивности в виде, аналогичном уравнению (4):

$$\sigma_r^2 = \delta_n^2 \left( \frac{2}{T^2} - r_k^2 + \frac{1}{\sigma_n^2} \sum_{j=1}^J \sigma^2(G_{k-1}^j) \right),$$

где текущая дисперсия вклада  $j$ -ой группы запаздывающих нейтронов вычисляется в соответствии с формулой (9):

$$\sigma^2(G_k^j) = W^j \sigma^2(G_{k-1}^j) + g_j \sigma^2(I_{k-1}^j) / B_k^j.$$

Неравенства (10) получены в предположении, что интервальная оценка применяется только к интегралу на последнем шаге. Это обеспечивает сужение интервала погрешности по сравнению с оценкой (7). Фигурирующее в (11) значение ИЗН, накопленного на предшествующих шагах, может оцениваться по любым квадратурным формулам. В частности, в широко применяемой кусочно-линейной аппроксимации мощности используется двухточечная схема, обусловленная тем, что интеграл  $I_k^j$  определен на элементарном отрезке, содержащем два замера. Можно повысить точность расчета, если для оценки интеграла  $I_k^j$  использовать несколько предшествующих замеров, применив многоточечные квадратурные формулы [10]. В частности, в случае параболической аппроксимации мощности имеет место следующая оценка фигурирующей в формуле (9) величины:

$$I_k^j / B_{k+1}^j = \left[ (1 - W^j) (A_1 + 2A_2(t_k - 1/\lambda_j)) + 2A_2 T \right] / \lambda_j.$$

Здесь коэффициенты  $A_i$  определяются по приращениям мощности  $\Delta_{ij} \equiv n_i - n_j$ :

$$A_1 = (4\Delta_{k,k-1} - \Delta_{k+1,k-1}) / 2T, \quad A_2 = (2\Delta_{k+1,k-1} - \Delta_{k,k-1}) / T^2.$$

Из соотношений (10) и (11) следуют выражения для границ интервала относительной погрешности  $\Delta r_k / r_k \equiv \Delta \rho_k / \rho_k$ . В случае нормальных эксплуатационных условий для положительных значений реактивности предельные границы этого интервала можно записать в виде

$$\alpha_k T \left( 1 - \sum_{j=1}^J a_j W^j \right) < \frac{\Delta \rho_k}{\rho_k} < \alpha_k T, \quad (12)$$

где  $a_j$  – доли групп запаздывающих нейтронов.

Нижняя граница здесь определена как  $\Delta \rho_k / \beta_{эф}$  в соответствии с условием ПБЯ  $\Delta \rho_k < \beta_{эф}$ . Оценка верхней границы следует из того факта, что при увеличении шага дискретизации коэффициенты  $W^j$  стремятся к нулю. Верхняя оценка указывает, что относительная погрешность будет менее  $k\%$ , если шаг дискретизации не превосходит аналогичную долю текущего периода реактора. Для нормальных условий эксплуатации, когда период реактора больше 10 с, это требование практически не накладывает ограничений на частоту дискретизации, которая может выбираться из других соображений. Так, в работе [9] показано, что частотные характеристики ИЗН в континуальной и дискретной формах совпадают при шаге дискретизации, равном одной секунде. При таком шаге дискретизации из (12) следует простейшая гарантированная оценка границ интервала реактивности в виде  $\pm(\Delta n / 2n)\rho$ .

Параметрическая погрешность, обусловленная константами запаздывающих нейтронов, в описанных алгоритмах учитывается обычным образом через коэф-

фициенты влияния, которые в данном случае могут быть получены в аналитической форме [13].

В заключение укажем некоторые вопросы, которые целесообразно рассмотреть в дальнейшем в связи с темой данной работы:

- учет стохастической и параметрической погрешности в интервальной оценке реактивности методом интегральных сумм;
- влияние корреляционных связей при расчете интервальной оценки реактивности;
- вычисление введенного в работе коэффициента увеличения дисперсии как стандартной характеристики различных систем констант запаздывающих нейтронов;
- интервальные оценки реактивности при использовании различных квадратурных формул в цифровых реактиметрах;
- интервальные арифметические вычисления в цифровых реактиметрах.

### Литература

1. Ефанов А.И., Лаврухин В.С. Вопросы измерения реактивности на больших реакторах // ВАНТ. Серия: Физика и техника ядерных реакторов. – 1979. – Вып. 3(7). – С. 17-27.
2. Сарылов В.Н., Бондаренко В.В., Воскресенский Ф.Ф. и др. Метрологическое обеспечение аппаратуры СУЗ реакторов АЭС // Атомные электрические станции. – 1983. – Вып. 6. – С. 30-38.
3. Афонин С.Н., Кувшинов М.И., Чередник П.Ф. Применение цифровых реактиметров на быстрых импульсных реакторах // ВАНТ. Серия: Импульсные реакторы и простые критические сборки. – 1985. – Вып. 1. – С. 32-39.
4. Борисов В.Ф., Комшилов О.А. Анализ погрешностей измерителя реактивности // Измерительная техника. – 2002. – № 10. – С. 49-52.
5. Юферов А.Г., Ибрагимов Р.Л. О разработке «виртуальных» реактиметров в современных интегрированных средах // Тезисы докладов отраслевого семинара «Современные методы и средства диагностики ЯЭУ». – Обнинск: ФЭИ, 2001.
6. РМГ 43-2001. Государственная система обеспечения единства измерений. Применение «Руководства по выражению неопределенности измерений». – М.: Изд. стандартов. – 2002.
7. Новицкий П.В., Зограф И.А. Оценка погрешностей результатов измерений. – Л.: Энергоатомиздат, 1985.
8. Юферов А.Г., Ибрагимов Р.Л. Реактиметр как адаптивный цифровой фильтр // Атомная энергия. – 2005. – Т. 98. – Вып. 4. – С. 253-260.
9. Бесекерский В.А. Цифровые автоматические системы. – М.: Наука, 1976.
10. Юферов А.Г. О численном решении интегральных уравнений точечной нейтронной динамики ядерного реактора // Препринт ФЭИ-2977. – 2003. – 36 с.
11. Юферов А.Г. К задаче идентификации интегральных уравнений кинетики // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 4. – С. 25-34.
12. Литицкий В.А., Кутин Б.В., Паршутин В.С. Комплекс программно-технических средств для измерения нейтронно-физических характеристик в период пуска и освоения мощности энергоблока № 3 Калининской АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 2. – С. 74-79.
13. Юферов А.Г. Передаточные функции и коэффициенты чувствительности реактиметра // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2007. – Вып. 1. – С. 43-50.

Поступила в редакцию 22.08.2006



## УПРАВЛЕНИЕ МЕРОПРИЯТИЯМИ ПО РЕАБИЛИТАЦИИ РАДИОАКТИВНО ЗАГРЯЗНЕННЫХ ТЕРРИТОРИЙ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МНОГОЦЕЛЕВЫХ МЕТОДОВ ОПТИМИЗАЦИИ

**С.В. Грицюк, Б.И. Яцало, В.И. Диденко**

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*



Рассматривается задача выбора структуры защитных мероприятий по реабилитации радиоактивно загрязненных территорий. Для решения задачи применяются многокритериальные методы оптимизации, основанные на использовании генетических алгоритмов с учетом неопределенностей значений критериев, представленных нечеткими множествами. В процессе решения используется геоинформационная система загрязненной территории Брянской области. Проведенные исследования показывают эффективность применения многоцелевых методов, генетических алгоритмов и геоинформационных систем для решения задач охраны окружающей среды и реабилитации загрязненных территорий.

**Ключевые слова:** реабилитация радиоактивно загрязненных территорий, многокритериальный анализ решений, генетические алгоритмы, геоинформационные системы.

**Key words:** remediation of radioactively contaminated territories, multiobjective decision analysis, genetic algorithms, GIS.

### ВВЕДЕНИЕ

Для реализации защитных мероприятий на территориях, подвергшихся радиоактивному загрязнению, требуется применение соответствующих принципов радиационной защиты, диктующих как обоснованность выбора (структуры) необходимых контрмер, так и оптимизацию способов их реализации [1–3]. При этом базовым методом, используемым для анализа обоснованности вмешательства и его оптимизации, является *анализ затраты-выгода* (АЗВ) [1–7].

При проведении анализа мер вмешательства в рамках ликвидации последствий радиационных аварий в большинстве случаев исходят из того, что использование «мягких защитных мероприятий» (применение которых не вызывает значимых изменений социальных и психологических факторов), к которым можно отнести также и сельскохозяйственные контрмеры, позволяет ограничиться анализом радиологических и экономических показателей при исследовании их эффективности [4–7]. В этом случае основная информация сосредоточена в таких характеризующих контрмеру показателях, как предотвращенная в результате использования

контрмеры коллективная доза облучения населения ( $\Delta S$ ) и затраты на проведение контрмер ( $P$ ); указанные показатели являются основными величинами, участвующими в реализации АЗВ в рамках радиационной защиты.

В целом ряде работ проводится анализ защитных мероприятий по реабилитации территорий, загрязненных в результате Чернобыльской аварии. При этом, как правило, рассматривается «*прямая задача*» реализации реабилитационных мероприятий: определяются конкретные объекты (сельскохозяйственные (с.-х.) угодья, населенные пункты, другие «объекты карт землепользования») для рассматриваемой территории, где необходимо проведение контрмер согласно выбранной стратегии реабилитации; затем проводится оценка необходимых средств (финансовых затрат, материальных ресурсов) и анализ или оптимизация системы контрмер с использованием АЗВ [4–8].

В работе [9] рассматривается «*обратная задача*» оптимизации защитных мероприятий в рамках реабилитации радиоактивно загрязненных территорий: исходя из имеющегося множества допустимых контрмер и потенциальных объектов их применения (например, множества с.-х. угодий, населенных пунктов) выбрать такое их подмножество, реализация которого на соответствующих объектах доставляет оптимальное значение используемому критерию оптимизации и не выходит за рамки существующих финансовых и других (например, хозяйственно-экономических) ограничений. Формализация указанной задачи базируется на применении АЗВ при реализации каждой контрмеры на каждом объекте и формировании задачи целочисленного линейного программирования, в которой целевая функция представляет собой чистую выгоду (net benefit) от реализации системы контрмер [9].

В то же время в целом ряде рекомендаций и исследований подчеркивается, что в рамках реализации системного подхода к анализу мер вмешательства и прежде всего в долгосрочный период ликвидации последствий радиационных (техногенных) аварий необходимо учитывать весь комплекс радиологических, экономических, экологических и социальных факторов [1, 3, 4]. При таком подходе анализ различных вариантов мер вмешательства (альтернатив), в том числе реабилитации техногенно загрязненных территорий, становится многокритериальной задачей [10, 13].

Многокритериальный анализ решений сводится в большинстве случаев к классу дискретных задач с конечным (и относительно небольшим) множеством явно заданных альтернатив (multi-attributive decision analysis) или многоцелевых (multi-objective) задач с достаточно большим или бесконечным множеством неявно заданных альтернатив [10, 13, 14]. Для решения дискретных многокритериальных задач используются такие ставшие классическими методы, как MAVT, MAUT, ANP, PROMETEE, ELECTRE, TOPSIS и др. [10, 13]. Многоцелевые задачи решаются с использованием различных оптимизационных методов, включая широкий класс эволюционных (генетических) алгоритмов [14–16].

В настоящее время имеется большое число примеров использования многокритериального анализа для решения задач охраны окружающей среды [10 – 23], реабилитации радиоактивно (техногенно) загрязненных территорий [11], проектирования, оптимального размещения и использования объектов энергетического комплекса, в том числе атомных электростанций [12, 21–23], управления землепользованием [10, 19, 24] и многих других задач [10, 13].

Одним из ключевых моментов в рамках многокритериальной поддержки принятия решений является анализ неопределенностей, включающий в себя как этапы усваивания неопределенных значений критериев и предпочтений, так и анализа влияния неопределенностей на итоговые рекомендации (принятие решений)

[10, 13]. Процесс анализа неопределенностей основан, как правило, на реализации (однопараметрических) методов анализа чувствительности, использовании вероятностных методов, в том числе методов Монте-Карло, а также на применении теории нечетких множеств [10, 13, 25, 26].

Настоящая работа представляет собой обобщение и дальнейшее развитие сформулированной в [9] обратной задачи оптимизации защитных мероприятий в рамках реабилитации радиоактивно загрязненных территорий. В отличие от [9], в данной работе рассматривается многоцелевая нелинейная задача оптимизации структуры защитных мероприятий с учетом финансовых ограничений, поиск решения которой основан на применении генетических алгоритмов, в том числе с использованием нечетких множеств в рамках оригинальной модификации алгоритма. Разработанные методы и компьютерная система реализованы на примере оптимизации структуры контрмер для Новозыбковского района Брянской области, загрязненного в результате Чернобыльской аварии (рассматривается загрязнение радионуклидами  $^{137}\text{Cs}$ , вклад в дозу облучения в долгосрочный период других радионуклидов незначителен [4,8]).

### ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

В выбранном регионе (Новозыбковский р-н Брянской обл.) расположены  $n$  населенных пунктов, формирующих множество исследуемых объектов  $A = \{A_i, i = 1, \dots, n\}$ ;  $N_i$  – количество населения в населенном пункте (НП)  $A_i$ .

Данные мониторинга и модельные оценки показывают [4, 8], что во многих населенных пунктах региона средняя годовая доза проживающего в них населения превышает установленный норматив (уровень реагирования,  $AL=1$  мЗв/год). Для уменьшения доз местного населения может использоваться целый ряд защитных мероприятий, в том числе следующие контрмеры (КМ), рекомендуемые для применения на радиоактивно загрязненных с.-х. угодьях как наиболее эффективные [4, 6 – 8]:

- $CM_1$  – проведение с.-х. контрмер по коренному улучшению пастбищ и сенокосов, загрязнение молока при потреблении травы (сена) с которых превышает, согласно модельным оценкам, установленный норматив (Сан-Пин/ВДУ=100 Бк/л);
- $CM_2$  – применение феррацина при кормлении КРС (в течение года), если, согласно модельным оценкам, среднегодовое загрязнение молока в ЛПХ данного НП превышает ВДУ;
- $CM_3$  – реализация  $CM_1$  с последующим применением  $CM_2$  в случае, если среднее загрязнение молока после применения  $CM_1$  превышает ВДУ.

Целью запланированных на несколько лет мер реабилитации является реализация такой структуры КМ, при которой общая стоимость КМ не превышает выделенных на их реализацию средств, а сама структура КМ является «оптимальной» или компромиссной с точки зрения критериев, сформированных привлеченными к решению задачи экспертами и (или) ЛПР.

Под альтернативой понимается множество объектов землепользования (НП и используемых жителями (фермерами) с.-х. угодий), а также соответствующих (выбранных из указанного выше списка) КМ, которые будут применяться на некоторых из объектов землепользования. Допустимыми являются те альтернативы, затраты на реализацию которых не превышают установленное предельное значение  $C_{\max}$ .

Для анализа защитных мероприятий в долгосрочный период ликвидации последствий Чернобыльской аварии было предложено несколько критериев [4, 6–8]. В рамках данной работы группой экспертов принято решение ограничиться использованием следующих трех критериев (целей), интегрирующих в себе комп-

лексный подход к анализу радиационных и социально-экономических факторов:

$C_1$  – (радиологический критерий) *предотвращаемая* в результате применения выбранных КМ коллективная доза облучения местного населения, чел.·Зв (чем больше предотвращенная доза, тем больше предотвращенный риск и радиологический эффект от системы КМ);

$C_2$  – (социально-экономический и радиационно-гигиенический критерий) доля производимого в регионе молока (критической для загрязненной территории с.-х. продукции) с загрязнением, не превышающим установленный норматив (чем выше значение критерия, тем лучше ситуация с радиационной и экономической точки зрения);

$C_3$  – (радиационно-гигиенический и социальный критерий) доля населения региона, проживающего в НП со среднегодовой (суммарной) дозой, превышающей установленный норматив (чем ниже значение критерия, тем лучше ситуация в регионе с радиационно-гигиенической, социальной и экономической точек зрения).

Рассматриваемая задача оптимизации структуры контрмер относится к классу многоцелевых задач (Multi-Objective Decision Making, MODM; множество альтернатив задается неявно): исходя из заданных финансовых ограничений необходимо выбрать такие объекты землепользования и такие КМ, которые можно рассматривать как «оптимальные» (компромиссные) с точки зрения методологии многоцелевых задач. Количество потенциально возможных альтернатив оценивается в нашем случае величиной  $\sim 4^{100}$ , поэтому речь о полном переборе всех альтернатив идти не может.

В рамках данной работы рассматривались варианты задачи с тремя и двумя критериями ( $C_1$  и  $C_3$ ). В статье приводятся результаты и выводы только для трехкритериальной задачи, поскольку она является более сложной за счет большего пространства решений и представляет больший интерес в плане поиска оптимальной структуры контрмер.

## МОДЕЛИ И АЛГОРИТМЫ

Для оценки рассматриваемых критериев  $C_i$ ,  $i=1,2,3$ , используются следующие модели, входящие в геоинформационную систему (ГИС) анализа защитных мероприятий PRANA [27–29] и адаптированные к использованию в рамках многокритериальной системы поддержки принятия решений DECERNS WebSDSS [24]:

- загрязнения сельскохозяйственной продукции, включая молоко ЛПХ, а также грибов и ягод;
- результатов применения защитных мероприятий;
- доз внутреннего и внешнего облучения населения;
- структуры загрязнения с.-х. продукции и доз облучения населения в заданном регионе.

Указанные модели используются в процессе выбора различных сочетаний объектов землепользования и реализуемых в них защитных мероприятий. Необходимо подчеркнуть, что модели оценки различных показателей риска характеризуются высоким уровнем неопределенностей, что необходимо учитывать в процессе дальнейшего использования полученных оценок, в том числе в рамках многокритериального анализа решений [13, 25, 26].

Сам процесс оптимизации основан на применении многоцелевого генетического алгоритма МОСНС [31], а также оригинальной версии данного алгоритма, модифицированного для использования нечетких значений критериев (гибридный генетический алгоритм FМОСНС).

Алгоритм FMOCHNC позволяет усваивать (принимать на вход и обрабатывать) нечеткие входные данные, учитывая тем самым неопределенности значений рассматриваемых критериев. Для реализации FMOCHNC в базовый алгоритм MOCHNC были внесены следующие изменения, придающие модифицированному алгоритму новые качества и возможности в рамках анализа неопределенностей:

- класс входных данных и решений задачи расширен для хранения нечетких значений критериев;
- переработаны используемые в генетическом алгоритме операторы сравнения (в том числе оператор проверки на парето-доминируемость) для поддержки нечетких чисел и операций нечеткого сравнения (в текущей версии алгоритма используется сравнение через дефазификацию, в новой версии алгоритма используются более сложные алгоритмы сравнения);
- модифицированы операторы ранжирования, кроссинговера и мутации для поддержки нечетких решений задачи.

Шаги, описанные выше, позволили получить работоспособный генетический алгоритм FMOCHNC для работы с нечеткими данными, возможности которого используются для решения задачи многокритериальной оптимизации структуры КМ.

Поскольку модельные оценки загрязнения с.-х. продукции и доз облучения населения, в том числе предотвращенных доз, характеризуются высоким уровнем неопределенностей, на вход алгоритма FMOCHNC подавались значения трех используемых критериев, неопределенность которых представлялась нечеткими числами. Исходя из опыта проведения модельных оценок указанных критериев и учитывая анализ их неопределенностей [4, 7, 8, 27–29], было принято решение представлять исходные входные величины для алгоритма FMOCHNC в виде нечетких чисел с трапециевидной функцией принадлежности с интервалом  $\pm 5\%$  от четкого значения в верхней части трапеции и  $\pm 15\%$  в нижней ее части (при этом, используя разработанный интерфейс, можно применить все основные подходы к генерации нечетких чисел с любым уровнем неопределенностей). Вычисления значений по всем критериям проводилось на основе реализации функций от нечетких величин.

### Кодирование решений и параметры алгоритмов

Решение задачи представляет собой ряд контрмер для с.-х. угодий вокруг населенных пунктов рассматриваемого региона. Поскольку контрмера  $CM_3$  состоит из совместного применения контрмер  $CM_1$  и  $CM_2$ , для кодирования решения можно использовать два бинарных массива, имеющих длины, равные количеству  $n$  населенных пунктов в заданном районе ( $n = 100$  в рассматриваемой задаче). Например, пары битов (1,0), (0,0), (0,1), (1,1) используются для кодирования следующих решений: применение  $CM_1$  для территорий вокруг первого населенного пункта,  $CM_2$  – для третьего,  $CM_3$  – для четвертого и отсутствие контрмер для второго населенного пункта.

Любой генетический алгоритм строится из блоков, которые можно эффективно заменять другими блоками того же типа. Основными операторами генетических алгоритмов, представляющих собой блоки соответствующих компьютерных модулей, являются операторы кроссинговера, мутации и отбора. Для каждого оператора задается свой набор параметров (например, вероятность мутации, вероятность кроссинговера, коэффициент сходимости и др.). Основные параметры рассматриваемых генетических алгоритмов приведены в табл. 1.

Выбор значений большинства указанных параметров основан на проработке различных примеров использования алгоритма MOCHNC [30–32], а также много-

Таблица 1

**Параметры генетических алгоритмов**

Параметр	МОСНС / FМОСНС	Параметр	МОСНС / FМОСНС
Размер популяции	200	Вероятность мутации	0.05
Ограничение количества оценок	20000	Оператор отбора родителей	RandomSelection
Количество запусков	3	Оператор отбора для нового поколения	RankingAndCrowdingSelection
Оператор кроссинговера	HUXCrossover	Начальное значение сходимости	0.25
Вероятность кроссинговера	0.80	Коэффициент сходимости	0.05
Оператор мутации	BitFlipMutation	Коэффициент элитизма	10

кратных экспериментах по использованию модифицированного алгоритма FМОСНС.

**Постановка эксперимента и программная среда**

Для решения задачи использовалось специально разработанное приложение с графическим представлением популяций эволюционного алгоритма. Данное приложение используется для решения оптимизационных задач с одной или несколькими целями.

Программная реализация алгоритмов и базовых эволюционных операторов основаны на Java библиотеке JMetal [32]. Представление популяции может быть либо двухмерным, в случае если рассматривается вариант задачи с двумя критериями, либо трехмерным – для задачи с тремя критериями. Решения, найденные алгоритмами, можно представить на соответствующей карте рассматриваемого района (соответствующее приложение интегрировано с ГИС загрязненных районов Брянской обл., рис.1).

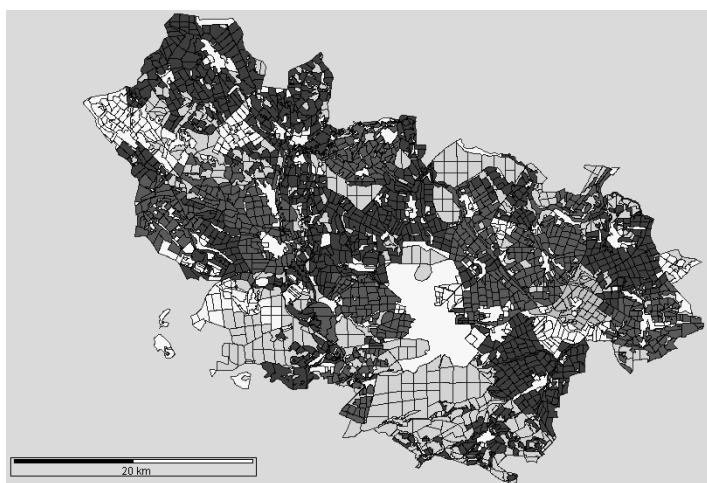


Рис. 1. Картографическое представление результатов работы алгоритма



### Анализ результатов

Все алгоритмы запускались с ограничением на стоимость решения в 20000, 50000, 100000 и 500000\$ по три раза (результаты запусков для выбранной стоимости объединялись, затем удалялись доминируемые решения). Также для задачи были рассчитаны идеальная альтернатива с применением всех возможных контрмер и антиидеальная альтернатива без контрмер на всех территориях (представлены в табл. 3).

Для сравнения результатов задача решалась с использованием ставшего стандартом (с которым принято проводить все сравнения) многокритериального генетического алгоритма NSGA II [33]. Экспериментально были установлены параметры алгоритмов, при которых они показывают наилучшие результаты. Поскольку алгоритмы обладают разной скоростью сходимости (когда особи популяции все более начинают походить друг на друга, т.е. сходятся к одному решению), для них были выбраны разные значения параметра «количество максимальных оценок» (определяет максимальное количество сравнений особей популяции в течение всех поколений): 15 тыс. для FMOCHC, 20 тыс. для MOCHC и 50 тыс. для NSGA II. Скорость сходимости предлагаемого в данной статье алгоритма FMOCHC несколько выше, чем у MOCHC, это вызвано разными алгоритмами сравнения (в FMOCHC используется сравнение нечетких чисел, основанное на дефазификации «по центру масс»).

Таблица 2

### Результаты решения задачи

Алгоритм	Количество оценок, тыс.	Время выполнения, с	Размер объединенного множества решений	Количество найденных решений
NSGA II, 3 крит.	50	124,3	21	9
MOCHC, 3 крит.	20	99,3	35	2
FMOCHC, 3 крит.	15	360,4	26	10

Результаты работы алгоритмов приведены в табл.2.

Как видно из табл. 2, алгоритм MOCHC показывает на 25–35% меньшее время работы, чем NSGA-II, а нечеткий алгоритм FMOCHC оказывается в 3–4 раза медленнее. Последнее обусловлено вычислениями с нечеткими числами, которые необходимо проводить на каждой итерации алгоритма для оценки новых решений и их сравнения.

Стоит отметить, что критерию  $C_3$  данной задачи (доля населения региона, проживающего в населенном пункте со среднегодовой дозой, превышающей установленный норматив) присуща определенная дискретность значений, что фактически является следствием проведения (непроведения) защитных мероприятий в НП. Это особенно хорошо заметно в первые поколения развития популяции, когда предложенные решения в большей степени случайны, но при этом на шкале третьего критерия отчетливо располагаются «по уровням» (см. рис. 2).

Все найденные итоговые решения (см. табл. 3) можно считать эффективными (с точки зрения потраченного бюджета и полученных результатов), поскольку они отстают от идеальной точки не более чем на 10% по критерию  $C_1$ , совпадают по значению критерия  $C_3$  и при этом обходятся в 33 раза дешевле по стоимости. Особое внимание стоит обратить на результаты, которые показали алгоритмы MOCHC и FMOCHC. За 80–100 поколений эти алгоритмы нашли (псевдо-) оптимальные решения, не выходя за рамки бюджета (потратив 99% выделенных средств). К недо-



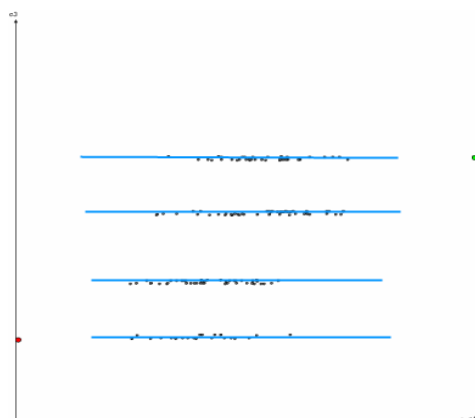


Рис. 2. «Уровни» значений по критерию  $C_3$  (МОСНС) (плоскость  $(C_1, C_3)$ )

статкам алгоритма МОСНС можно отнести то, что на парето-границе он оставляет мало решений (2–3), что может помешать дальнейшему анализу задачи при выборе оптимальной (компромиссной) альтернативы и (или) ранжированию недоминируемых альтернатив (например, с помощью методов MADM: MAVT/MAUT, TOPSIS, PROMETHEE и т.д.). С алгоритмом ФМОСНС проблемы такого рода отсутствуют, при всех запусках он оставлял достаточно большое число (10–15) недоминируемых решений на парето-границе. Это результат работы с нечеткими числами, когда применение принципа парето-доминирования оставляет много схожих, но недоминирующих друг друга решений.

Таблица 3

**Решения задачи (при ограничении стоимости 20000\$)**

	Количество оценок, тыс.	№	C <sub>1</sub> , мЗв/год max	C <sub>2</sub> , % max	C <sub>3</sub> , % min	Стоимость, \$
NSGA II, 3 крит.	50	1	5317.625	89.486	80.379	18472.75
		2	5304.292	90.912	80.366	19971.33
		3	5309.567	90.802	80.366	19988.64
		4	5159.384	92.993	80.366	19083.92
		5	5324.117	88.731	80.366	19536.51
МОСНС, 3 крит.	20	1	5348.233	100.0	80.366	19984.29
		2	5348.283	96.214	80.366	19978.75
ФМОСНС, 3 крит.  (указаны значения по критериям после дефазификации по центру масс)	15	1	5345.140	94.574	80.366	19774.77
		2	5344.925	98.583	80.366	19759.42
		3	5344.192	98.589	80.366	19944.35
		4	5336.079	98.605	80.366	18966.96
		5	5339.448	98.601	80.366	19225.32
Идеальная точка			5804.621	100.0	80.366	668618.60
Антиидеальная точка			0.0	8.524	93.901	0.0

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе приводятся результаты анализа задачи оптимизации структуры контрмер (с тремя критериями) выбранными генетическими алгоритмами (МОСНС и NSGA-II) и вариант задачи с нечеткими данными и ее анализ оригинальным многокритериальным генетическим алгоритмом FMOCHC (оригинальное расширение алгоритма МОСНС для работы с нечеткими данными).

Из полученных результатов сделан вывод об эффективности генетических алгоритмов при решении оптимизационных задач большой размерности. Все алгоритмы показали хорошие результаты (максимально приблизившись к идеальной точке) в рамках установленного ограничения (бюджета). Несмотря на несколько большую вычислительную сложность самого алгоритма, МОСНС показывает лучшие результаты, чем NSGA-II (для задач оптимизации структуры контрмер). В то же время предложенный в статье метод FMOCHC, позволяющий работать с нечеткими входными данными (что часто бывает необходимо в задачах, в которых исходные данные характеризуются существенными неопределенностями), и дает большее число недоминируемых решений, чем алгоритм МОСНС. Необходимо отметить при этом, что поддержка алгоритмом нечетких данных и необходимость нечеткой алгебры приводят к снижению скорости работы примерно в три раза (по результатам наших исследований).

Дополнительно было проведено исследование вариантов задачи с ограничениями стоимости в 50000, 100000 и 500000\$. Для всех рассматриваемых алгоритмов (FMOCHC, МОСНС, NSGA-II) с увеличением бюджета характерно покрытие контрмерами дополнительных территорий, не покрытых ранее, а также проведение более дорогих контрмер (контрмера №3) вместо более дешевых (контрмеры  $СМ_1$  и  $СМ_2$ ). Также стоит отметить, что при увеличении ограничений стоимости решения в 2.5 и 5 раз (50000 и 100000\$ относительно 20000\$) прирост значений по критериям не превышает 5–10%. Это связано с тем, что на многих больших по площади территориях смена контрмеры  $СМ_2$  на контрмеру  $СМ_3$  приводит к удорожанию в 5 – 10 раз. При ограничении стоимости в 500000\$ на большей части территорий проводилась контрмера  $СМ_3$ , и значения по критериям максимально приблизились к значениям идеальной точки. Указанный анализ приводит к эффективному способу решения задачи «определения обоснованной стоимости реабилитационных мероприятий на загрязненной территории», когда дальнейшее выделение средств не приводит к значимому улучшению рассматриваемых критериев.

В рамках дальнейшей модификации алгоритма рассматривается задача применения нечеткого сравнения без дефазификации в процессе работы алгоритма, а также возможность реализации нечеткой версии оператора парето-доминирования.

## Литература

1. Intervention criteria in a nuclear or radiation emergency. Safety series No.109. – Vienna: IAEA, 1994. – 117 p.
2. Нормы радиационной безопасности (НРБ – 99). Ионизирующее излучение, радиационная безопасность. /СП 2.6.1.758-99. – М.: Минздрав России, 1999. – 115 с.
3. International Commission on Radiological Protection. Optimisation and Decision making in Radiological Protection. ICRP Publication 55 (Oxford: Pergamon Press) (1989).
4. The International Chernobyl Project. Technical Report. – Vienna: IAEA, 1991. – 740 p.
5. Яцало Б.И. Методы и алгоритмы оптимизации радиационной защиты в рамках реабилитации радиоактивно загрязненных территорий // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2003. – № 3. – С. 29-40.

6. Яцало Б.И., Алексахин Р.М. Методы анализа защитных мер в сельском хозяйстве: оценка эффективности, уровни вмешательства и сравнение различных контрмер//Радиационная биология. Радиоэкология. – 1997. – Т. 37. – Вып.5. – С. 114-124.
7. Yatsalo B.I., Hedemann Jensen P. and Alexakhin R.M. Methodological Approaches to Analysis of Agricultural Countermeasures on Radioactive Contaminated Areas: Estimation of Effectiveness and Comparison of Different Alternatives//Radiat. Prot. Dosim. – 1997. – V. 74. – № 1/2. – P. 55-61.
8. Karaoglou A., Desmet G., Kelly G.N., & Menzel H.G. (Eds). The radiological consequences of the Chernobyl accident. Proc. of the first International Conference, Minsk, Belarus, 18-22 March, European Commission. ISBN 92-827-5248-8. ECSC-EC-EAEC, Brussels, Luxembourg, 1996.
9. Яцало Б.И. Реабилитация радиоактивно загрязненных территорий: методы оптимизации структуры защитных мероприятий с учетом финансовых ограничений//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2003. – № 3. – С. 20-28.
10. Malczewski J. (1999). GIS and Multicriteria Decision Analysis. John Wiley & Sons Inc. New York.
11. French S. Multi-Attribute Decision Support in the Event of a Nuclear Accident// Journal of Multi-Criteria Decision Analysis. – 1996. – 5. – P. 39-57.
12. Keeney R.L., Nair K. Selecting nuclear power plant sites in the Pacific Northwest using decision analysis. /In Bell D.E., Keeney R.L., Raifa H., Eds., Conflicting objectives in decisions. J. Wiley E Sons, Chichester. – 1997. – P.294-322.
13. Figueira J, Greco S, Ehrgott M. (Eds). Multiple criteria decision analysis: State of the art surveys. Springer Science. Business Media, Inc.: New York, 2005.
14. Carlos A. Coello, Gary B. Lamont and David A. Van Veldhuizen. Evolutionary Algorithms for Solving Multi-Objective Problems. Second Edition. 2007.
15. Ritzel B.J., Eheart J.W., Ranjithan S. Using genetic algorithms to solve a multiple objective groundwater pollution containment problem. Water Resources Research, 30(5):1589-1603, may 1994.
16. Cieniawski S.E., Eheart J.W. and Ranjithan S. Using Genetic Algorithms to Solve a Multiobjective Groundwater Monitoring Problem. Water Resources Research, 31(2):399-409, February 1995.
17. Reed P.M., Minsker B.S., Goldberg D.E. A multiobjective approach to cost effective long-term groundwater monitoring using an elitist nondominated sorted genetic algorithm with historical data. Journal of Hydroinformatics, 3(2):71-89, April 2001.
18. Reed P.M., Minsker B.S., Goldberg D.E. Why Optimize Long Term Groundwater Monitoring Design? A Multiobjective Case Study of Hill Air Force Base. In D. Phelps and G. Sehlke, editors, Bridging the Gap: Meeting the Worlds Water and Environmental Resources Challenges. Proceedings of the World Water and Environmental Resources Congress, Washington, DC, 2001. American Society of Civil Engineers. ISBN 0-7844-0569-7.
19. Matthews K.B., Craw S., Elder S., Sibbald A.R. and MacKenzie I. Applying Genetic Algorithms to Multi-Objective Land Use Planning. In D. Whitley, editor, Genetic and Evolutionary Computation Conference, pages 613-620, Las Vegas, Nevada, July 2000. Morgan Kaufmann Publishers.
20. Komuro R. Multi-Objective Evolutionary Algorithms for Ecological Process Models. PhD thesis, University of Washington, Seattle, Washington, USA, December 2005.
21. Parks G.T. Multiobjective PWR Reload Core Optimization Using Genetic Algorithms. In Proceedings of the International Conference on Mathematics and Computations, Reactor Physics, and Environmental Analyses, pages 615-624, La Grange Park, Illinois, 1995. American Nuclear Society.
22. Parks G.T. Multiobjective Pressurized Water Reactor Reload Core Design by Nondominated Genetic Algorithm Search. Nuclear Science and Engineering, 124(1):178-187, 1996.
23. Parks G.T. Multiobjective Pressurised Water Reactor Reload Core Design using a Genetic Algorithm. In G. D. Smith, N. C. Steele, and R. F. Albrecht, editors, Artificial Neural Nets and Genetic Algorithms, pages 53-57, Norwich, UK, 1997. Springer-Verlag.
24. Yatsalo B., Didenko V., Gritsyuk S. et. al. Multi-Criteria Spatial Decision Support System DECERNS: Application to Land Use Planning. International Journal of Information Systems and Social Change, 1(1): 11-30. 2010.
25. Radhamani G., Joseph N.P. Managing Uncertain Data using Multi Criteria Repeat Crossover Genetic Algorithm//International Journal of Recent Trends in Engineering. – 2009. – Vol 2. – № 4.
26. Fayad C. and Petrovic S. A Fuzzy Genetic Algorithm for Real-World Job Shop Scheduling. Innovations in applied artificial intelligence: 18th International Conference on Industrial and

Engineering Applications of Artificial Intelligence and Expert Systems, IEA/AIE 2005, Bari, Italy, June 22-24, 2005.

27. *Yatsalo B., Mirzeabassov O., Okhrimenko I., Pichugina I., Kulagin B.* PRANA – Decision Support System for Assessment of Countermeasure Strategy in the Long-term Period of Liquidation of the Consequences of a Nuclear Accident (Agrosphere)//Radiat. Prot. Dosim. – 1997. – V. 73. – № 1-4. – P. 291-294.

28. *Диденко В.И., Яцало Б.И., Брук Г.Я., Голиков В.Ю.* Анализ структуры доз облучения населения радиоактивно загрязненных территорий с использованием многоуровневых адаптивных моделей оценки доз//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2004. – № 1. – С. 54-60.

29. *Yatsalo B.I.* Decision Support System for Risk Based Land Management and Rehabilitation of Radioactively Contaminated Territories: PRANA approach// Int. J. Emergency Management. – 2007. – V. 4. – № 3. – P. 504-523.

30. *Alba E., Molina G. and Chicano F.* Optimal placement of antennae using metaheuristics. In Numerical Methods and Applications (NM&A-2006), Borovets, Bulgaria, August 2006.

31. *Nebro A.J., Alba E., Molina G., Chicano F., Luna F., Durillo J.J.* Optimal antenna placement using a new multi-objective chc algorithm. Proceedings of ACM GECCO 2007.

32. *Durillo J.J., Nebro A.J., Luna F., Dorronsoro B., Alba E.* jMetal: a Java Framework for Developing Multi-Objective Optimization Metaheuristics. TechRep. ITI-2006-10, Departamento de Lenguajes y Ciencias de la Computaci3n, University of M3laga, 2006.

33. *Kalyanmoy Deb, Amrit Pratap, Sameer Agarwal, and Meyarivan T.* A fast and elitist multiobjective genetic algorithm: NSGA-II. IEEE Transactions on Evolutionary Computation, 6(2):182-197, 2002.

34. *Blum C. and Roli A.* Metaheuristics in combinatorial optimization: Overview and conceptual comparison. ACM Computing Surveys, 35(3):268-308, 2003.

35. *Steuer R.E.* Multiple Criteria Optimization: Theory, Computation, and Application. John Wiley, New York, 1986.

Поступила в редакцию 1.07.2010

## СОВРЕМЕННОЕ СОДЕРЖАНИЕ ДОЛГОЖИВУЩИХ ИСКУССТВЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ В РЕКАХ ТОМЬ И ОБЬ В ЗОНЕ ВЛИЯНИЯ СБРОСОВ СИБИРСКОГО ХИМИЧЕСКОГО КОМБИНАТА

А.И. Никитин\*, И.И. Крышев\*, Н.И. Башкиров\*\*, Н.К. Валетова\*,  
Г.Е. Дунаев\*, А.И. Кабанов\*, И.Ю. Катрич\*, А.О. Крутовский\*\*,  
В.А. Никитин\*, Г.И. Петренко\*, А.М. Полухина\*, Г.В. Селиванова\*\*,  
В.Б. Чумичев\*, В.Н. Шкуро\*

\*ГУ «НПО «Тайфун» Росгидромета, г. Обнинск

\*\*ГУ «Томский ЦГМС», г. Томск



Приводятся и обсуждаются данные по содержанию  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$  и других искусственных радионуклидов в воде, донных отложениях и пойменных почвах рек Томи и Оби на участке от г. Томска до района их слияния, по которому происходит перенос радиоактивных сбросов Сибирского химического комбината (СХК). Данные получены в 2008 – 2009 гг. в рамках проекта МНТЦ №3547 «Анализ переноса радионуклидов и оценка радиационного риска для населения и объектов природной среды в бассейне речной системы Иртыш–Обь». Результаты наблюдений, проведенных после остановки последнего прямоточного реактора СХК, свидетельствуют об отсутствии радиационно значимых последствий деятельности СХК для изученных объектов водной среды. Современные величины объемной активности долгоживущих искусственных радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$  и трития в речной воде ниже установленных для этих радионуклидов уровней вмешательства. Результаты определения трития в воде рек Томи и Самуськи свидетельствуют об отсутствии поступления в поверхностные воды загрязненных пластовых вод полигонов подземной закачки ЖРО СХК. Вместе с тем, плотность загрязнения пойменных почв долгоживущим  $^{137}\text{Cs}$  в зоне воздействия жидких сбросов СХК превышает уровень регионального техногенного фона. Наблюдаются локальные участки загрязнения поймы не только  $^{137}\text{Cs}$ , но и другими гамма-излучателями, такими как  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{60}\text{Co}$ .

**Ключевые слова:** Сибирский химический комбинат, жидкие промышленные сбросы, долгоживущие искусственные радионуклиды, содержание, реки Томь и Обь.

**Key words:** Siberian Chemical Combine, liquid industrial discharges, long-lived artificial radionuclides, content, the Tom and the Ob rivers.

© А.И. Никитин, И.И. Крышев, Н.И. Башкиров, Н.К. Валетова, Г.Е. Дунаев, А.И. Кабанов, И.Ю. Катрич, А.О. Крутовский, В.А. Никитин, Г.И. Петренко, А.М. Полухина, Г.В. Селиванова, В.Б. Чумичев, В.Н. Шкуро, 2010

## ВВЕДЕНИЕ

Сибирский химический комбинат (СХК), расположен в Томской области в г. Северске, в 16-ти км к северо-востоку от г. Томска. Комбинат был сдан в эксплуатацию в 1953 г. Основная задача СХК – создание компонентов ядерного оружия, а также наработка делящихся материалов в разной форме, в том числе и энергетического назначения [1]. В плане радиоактивного загрязнения водных систем в результате деятельности СХК, в первую очередь, следует рассматривать водный путь переноса радионуклидов из состава сбросов СХК, т.е. с водами рек Томи и Оби [2]. Основной вклад в содержание радионуклидов в сбросных водах комбината давали ранее выведенные из эксплуатации прямоточные реакторы (последний реактор СХК был остановлен 5 июня 2008 г.). Из водохранилища-отстойника жидкие промышленные сбросы СХК по сбросному каналу поступают в р. Ромашку и далее в р. Томь в районе д. Чернильщикovo. В период работы прямоточных реакторов сбросы содержали  $^{24}\text{Na}$ ,  $^{32}\text{P}$ ,  $^{46}\text{Sc}$ ,  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{59}\text{Fe}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{76}\text{As}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{152}\text{Eu}$ ,  $^{239}\text{Np}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  и другие радионуклиды. По мере остановки прямоточных реакторов поступление радионуклидов в открытую гидрографическую сеть снижалось, однако сбросы радиоактивных вод, осуществленные в прошлые годы, привели к накоплению радионуклидов в донных отложениях и на прибрежной (затопляемой) части местности [1, 3].

В настоящее время ощущается нехватка данных по современному воздействию радиоактивных сбросов СХК на радиоактивное загрязнение рек Томи и Оби долгоживущими радионуклидами. В ходе проводимого Росгидрометом вблизи СХК (Чернильщикoвская протока на р. Томи) в ограниченном объеме мониторинга во время работы реакторов комбината в воде определялось лишь содержание некоторых (в основном, короткоживущих) гамма-излучателей. На обском участке ниже СХК в настоящее время регулярный мониторинг не проводится. Однако при дальнейшем переносе по речной системе роль долгоживущих радионуклидов возрастает (вследствие радиоактивного распада короткоживущих радионуклидов, их осаждения со взвесью в донные отложения). Роль ранее накопленных долгоживущих радионуклидов возрастет также и вследствие остановки всех реакторов СХК. Таким образом, для корректной радиоэкологической оценки имеющаяся информация по содержанию в воде р. Томь короткоживущих радионуклидов должна быть дополнена отсутствующими сейчас данными по содержанию долгоживущих радионуклидов ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$  и др.). Другим важным обстоятельством, определяющим необходимость знания современной радиационной обстановки на Томи и Оби ниже СХК, являются планы строительства атомной электростанции (Северской АЭС) в районе СХК. Мониторинг влияния сбросов и выбросов Северской АЭС на радиоактивное загрязнение объектов водной среды будет проводиться в условиях наличия радиоактивного загрязнения от прошлых сбросов СХК, и знание исходной радиационной обстановки крайне необходимо.

В 2008 г. в рамках проекта МНТЦ №3547 «Анализ переноса радионуклидов и оценка радиационного риска для населения и объектов природной среды в бассейне речной системы Иртыш-Обь» начаты наблюдения за содержанием искусственных радионуклидов в водах рек Томи и Оби на участке от г. Томска до района их слияния. Прежде всего специалистами ГУ «НПО «Тайфун» и ГУ «Томский ЦГМС» были организованы систематические наблюдения (ежемесячные наблюдения в течение полного гидрологического цикла) за содержанием  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  и трития в воде р. Томь выше и ниже СХК. Кроме того, в августе-сентябре 2008 г. было проведено экспедиционное радиоэкологическое обследование речной системы на участке от г. Томска до района слияния рек Томи и Оби. В ходе экспедиционного об-



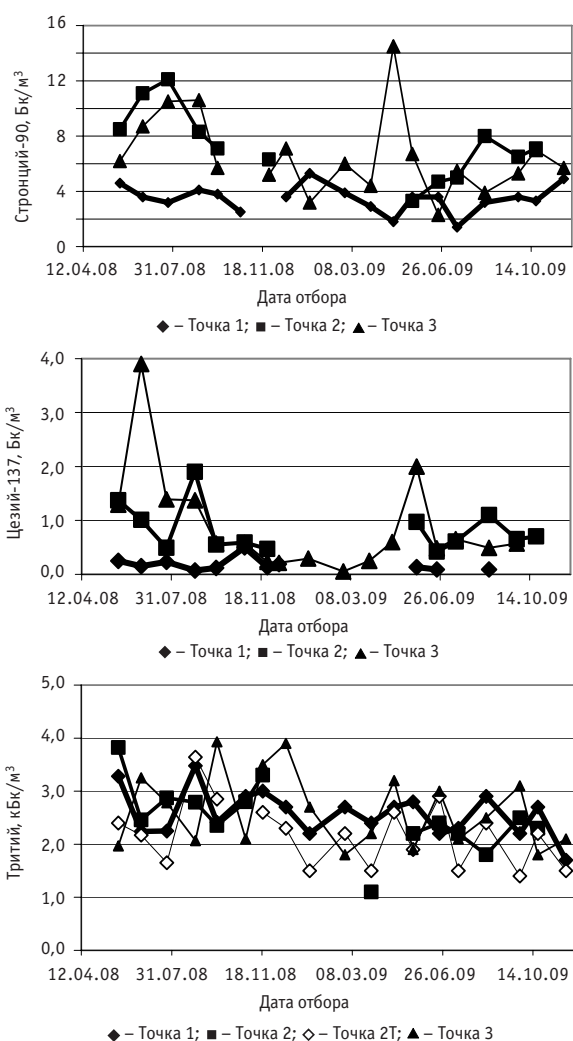
следования отобраны пробы воды для определения  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$  и трития, а также пробы донных отложений и пойменных почв для последующего радионуклидного анализа. Наблюдения по проекту будут продолжаться в течение двух лет. В статье приводятся данные по содержанию искусственных радионуклидов в речной воде, донных отложениях и пойменных почвах, полученные к началу 2010г.

## МЕТОДОЛОГИЯ НАТУРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

По своей сути проект МНТЦ №3547 является логическим продолжением проекта МНТЦ №2558 «Радиоэкологический мониторинг рек Тобол и Иртыш. Изучение биогенного переноса радионуклидов и оценка радиационного риска для населения и окружающей среды», в ходе которого был изучен Тобол-Иртышский участок речной системы Обь-Иртыш [4]. В этом проекте основное внимание сконцентрировано на изучении современной радиационной обстановки на обском участке речной системы в относительной близости к СХК. В плане методологии полевых исследований использован тот же самый методологический подход, что и в полевых работах по проекту МНТЦ №2558, а именно, оптимальное сочетание разовых радиоэкологических обследований всего изучаемого участка речной системы с систематическими наблюдениями (в течение всего гидрологического цикла) за содержанием в речной воде наиболее радиоэкологически значимых радионуклидов в ключевых районах. Применявшиеся в ходе работ средства и методы отбора проб водной среды и последующего радионуклидного анализа опи-



Рис. 1. Расположение точек отбора поверхностных вод вблизи СХК (слева) и полученные к концу 2009 г. результаты определения содержания в поверхностных водах  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  и трития (справа)





саны в работах [5, 6].

Регулярный отбор поверхностных вод вблизи СХК был организован в следующих точках (рис. 1):

- № 1 – р. Томь выше СХК, в черте г. Томска (фоновая точка);
- № 2 – р. Томь, правый берег, около 8-ми км ниже точки сброса технологических вод СХК, примерно 500 м ниже северной границы санитарно-защитной зоны (СЗЗ) СХК по р. Томь;
- № 2Т – р. Самуська, вблизи устья;
- № 3 – р. Томь, правый берег, д. Орловка, около 20-ти км ниже точки сброса технологических вод СХК.

В ходе лабораторного радионуклидного анализа в точках 1–3 в фильтрате речной воды определялось содержание  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  и трития, на взвеси определялся  $^{137}\text{Cs}$

и другие гамма-излучатели. В речке Самуське (точка № 2Т), являющейся водотоком возможной разгрузки пластовых вод полигонов подземного захоронения радиоактивных отходов (РАО) СХК, первоначально планировалось лишь определение трития (третий, входящий в молекулу воды, является наилучшим индикатором появления в поверхностных водах РАО, закачанных в подземные пласты-коллекторы).

Районы отбора проб водной среды во время радиоэкологического обследования в августе-сентябре 2008 г. приведены на рис. 2:

- 1 – р. Томь, г. Томск, фоновый район на Томи;
- 2 – р. Томь, 8 км ниже сброса СХК;
- 2Т – р. Самуська вблизи устья;
- 3 – р. Томь, 20 км ниже точки сброса технологических вод СХК, д. Орловка;
- 4 – р. Томь, 30 км ниже сброса СХК, д. Козюлино;
- 5 – р. Обь, 60 км ниже сброса СХК, 16 км ниже устья Томи;
- 6 – р. Обь, 12 км выше устья Томи, фоновый район на Оби.



Рис. 2. Расположение районов отбора проб водной среды (вода, донные отложения, пойменная почва, речная рыба) во время радиоэкологического обследования рек Томи и Оби в период 24.08.–1.09.2008 г.

## РЕЗУЛЬТАТЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ СОДЕРЖАНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ В РЕЧНОЙ ВОДЕ

### Систематические наблюдения радиоактивного загрязнения воды реки Томь

Полученные к концу 2009 г. результаты радионуклидного анализа приведены на рис. 1.

Первые данные регулярного мониторинга (май-июнь 2008 г.) выявили некоторое возрастание содержания в воде р. Томь  $^{90}\text{Sr}$  (максимум до 12 Бк/м<sup>3</sup>) и  $^{137}\text{Cs}$  (максимум до 4 Бк/м<sup>3</sup>) после сбросов СХК. После остановки в июне 2008г. последнего реактора СХК началось снижение объемной активности этих долгоживущих

радионуклидов в воде р. Томь ниже точки сброса технологических вод СХК (см. рис. 1). Особенно наглядно спад объемной активности искусственных радионуклидов в воде р. Томь после остановки последнего реактора СХК иллюстрируют данные мониторинга содержания радионуклидов на взвешенном веществе, которые, для большей наглядности, по некоторым гамма-излучателям приведены на рис. 3.

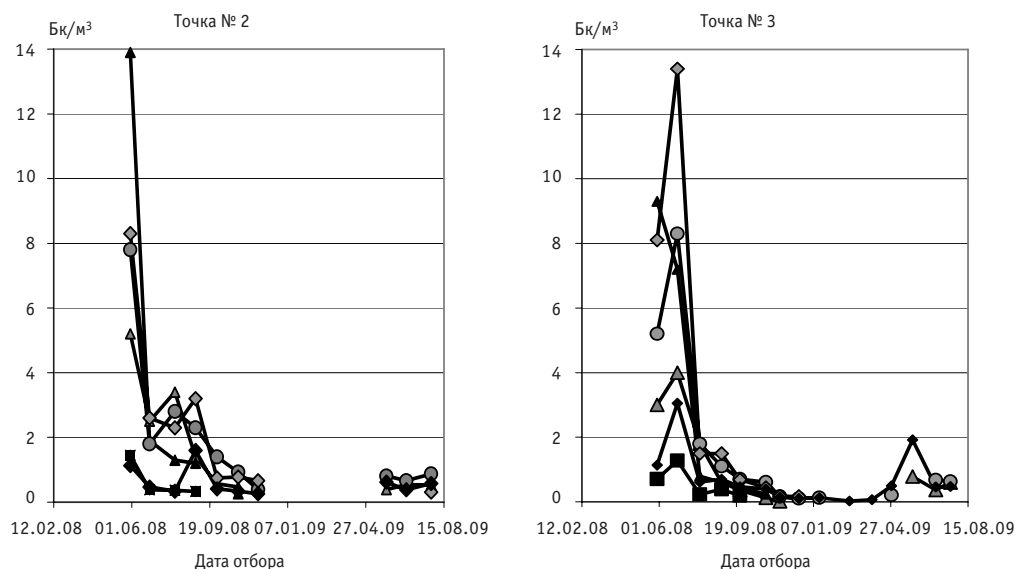


Рис. 3. Изменение содержания (Бк/м³)  $^{152}\text{Eu}$  (■),  $^{65}\text{Zn}$  (◆),  $^{46}\text{Sc}$  (▲),  $^{137}\text{Cs}$  (●),  $^{54}\text{Mn}$  (△) и  $^{60}\text{Co}$  (○) на взвешенном веществе в воде р. Томь в точках систематических наблюдений ниже СХК, начиная с конца мая 2008 г.

Особый интерес представляют полученные данные по  $^{90}\text{Sr}$  и тритию. Дело в том, что в 2006г. в печати появилась информация о резком (примерно с 5 Бк/м³ в 2004 г. до 500 Бк/м³ в 2006 г.) увеличении содержания  $^{90}\text{Sr}$  в воде р. Оби выше слияния с Иртышом. Возможной причиной резкого возрастания объемной активности  $^{90}\text{Sr}$  в воде реки Оби в границах Ханты-Мансийского автономного округа – Югры авторы публикации считали поступление в водную систему Оби долгоживущих радионуклидов, находящихся в подземных хранилищах СХК [7]. Однако полученные нами данные по содержанию долгоживущих радионуклидов  $^{90}\text{Sr}$  и трития в поверхностных водах вблизи СХК показали, что поступление радионуклидов из подземных пластов-коллекторов РАО отсутствует. Содержание  $^{90}\text{Sr}$  в воде р. Томь после сброса СХК оказалось невысоким. Особенно важным результатом явилось то, что уже данные первых измерений свидетельствовали о том, что деятельность СХК в настоящее время практически не влияет на содержание трития в воде р. Томь (рис. 1) и, в особенности, в воде р. Самуськи (р. Самуська является водотоком, в который возможна разгрузка пластовых вод полигонов подземной закачки ЖРО СХК). Тритий является наилучшим индикатором продвижения загрязненных РАО пластовых вод, и отсутствие повышенных (по сравнению с региональным фоном) концентраций трития в воде Самуськи и Томи свидетельствует об отсутствии поступления загрязненных пластовых вод в поверхностные воды.

### Экспедиционное обследование радиоактивного загрязнения рек Томи и Оби на участке от г. Томска до района их слияния

**Речная вода.** Полученные данные по содержанию в пробах речной воды  $^{90}\text{Sr}$ , трития,  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{239,240}\text{Pu}$  приведены (для наглядности в графическом виде) на рис. 4.

Результаты гамма-спектрометрии проб взвешенного вещества приведены в табл. 1.

Обратим внимание на следующее обстоятельство. В ходе радиохимического определения  $^{90}\text{Sr}$  в отобранных во время обследования проб воды были определены повышенные значения объемной активности этого радионуклида в водах р. Самуськи (около 30 Бк/м<sup>3</sup>, рис. 4). Дополнительные измерения содержания  $^{90}\text{Sr}$  в

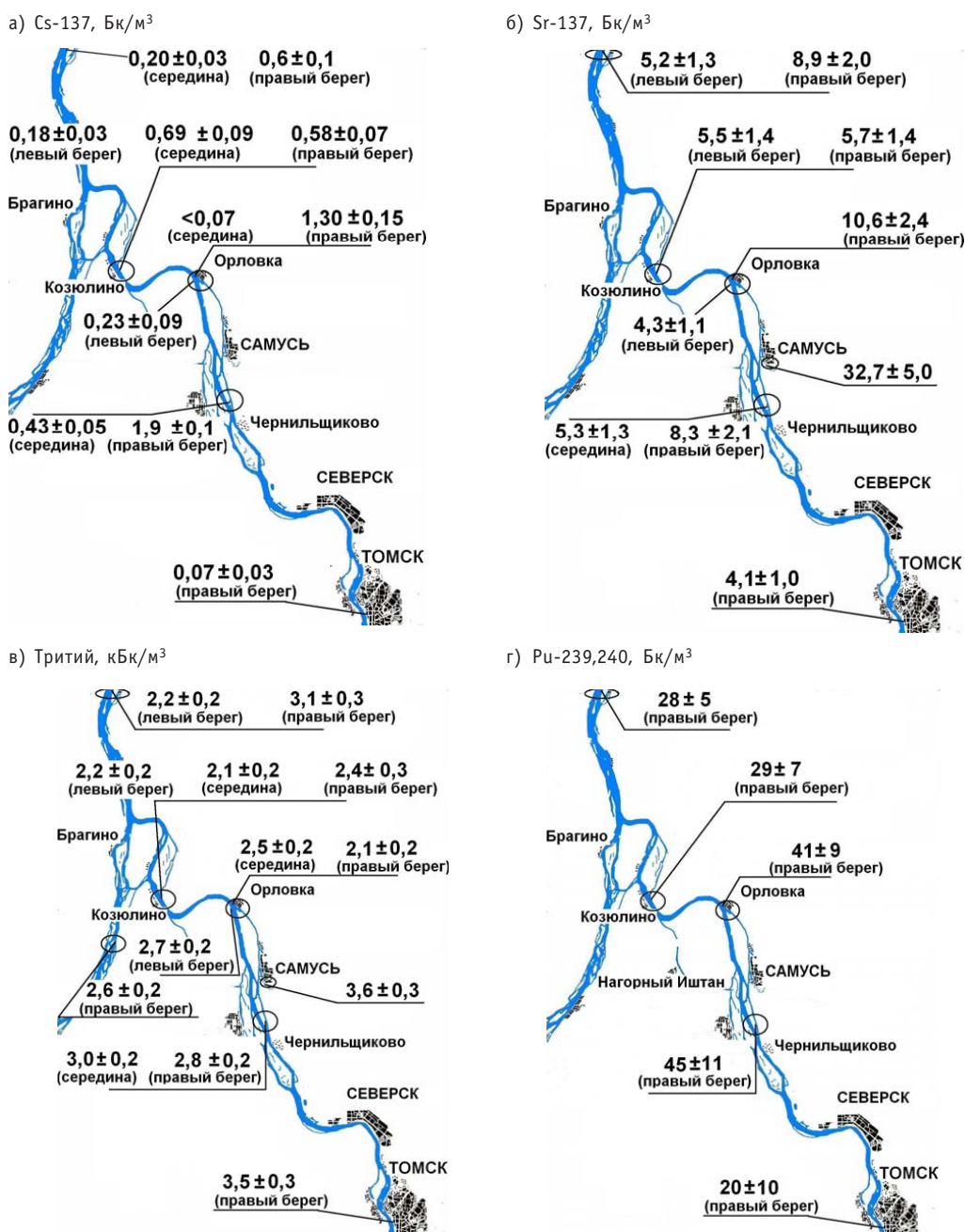


Рис. 4.  $^{137}\text{Cs}$  (суммарное содержание на взвеси и в фильтрате),  $^{90}\text{Sr}$  (фильтрат),  $^{239,240}\text{Pu}$  (фильтрат) и тритий (фильтрат) в пробах речной воды в период радиоэкологического обследования рек Томи и Оби (24.08.–1.09.2008 г.).

Таблица 1

**Результаты гамма-спектрометрии проб взвешенного вещества, отобранных на р. Томь и Обь во время обследования в августе-сентябре 2008 г., Бк/м<sup>3</sup> на день отбора (данные, полученные к концу 2009 г.)**

Район (рис. 2) и дата отбора (2009 г.)	Место отбора	<sup>144</sup> Ce	<sup>152</sup> Eu	<sup>106</sup> Ru	<sup>137</sup> Cs	<sup>54</sup> Mn	<sup>46</sup> Sc	<sup>65</sup> Zn	<sup>60</sup> Co
Район 1 – 01.09.	п.б.				0.06±0.02				
Район 2 – 30–31.08.	п.б. (1)	2.5±0.2	0.33±0.06	1.7±0.3	2.4±0.1	1.4±0.1	1.2±0.1	3.2±0.1	2.3±0.1
	п.б. (2)	1.8±0.1	0.37±0.04	1.7±0.1	0.74±0.04	1.3±0.1	1.2±0.1	2.3±0.1	1.7±0.1
	с.	1.4±0.1	0.10±0.03	1.3±0.2	0.30±0.03	0.73±0.07	0.68±0.16	1.1±0.2	0.93±0.06
Район 3 – 29.08.	п.б.	1.1±0.2	0.39±0.06		0.70±0.06	0.55±0.06	0.60±0.09	1.5±0.2	1.1±0.1
	с.				<0.04				
	л.б.				0.12±0.05				
Район 4 – 27–28.08.	п.б.		0.17±0.04		0.36±0.03	0.57±0.04		0.46±0.10	0.36±0.05
	с.	1.5±0.2	0.25±0.05		0.44±0.05	0.59±0.09	0.90±0.24	1.1±0.2	0.74±0.09
	л.б.				0.16±0.02				0.05±0.02
Район 5 – 24–25.08.	п.б.				0.34±0.04	0.31±0.06			0.28±0.05
	с.				0.18±0.02				
	л.б.				0.07±0.02				
Район 6 – 26.08.	п.б.				<0.03				

\* – п.б. – правый берег, л.б. – левый берег, с. – середина реки.

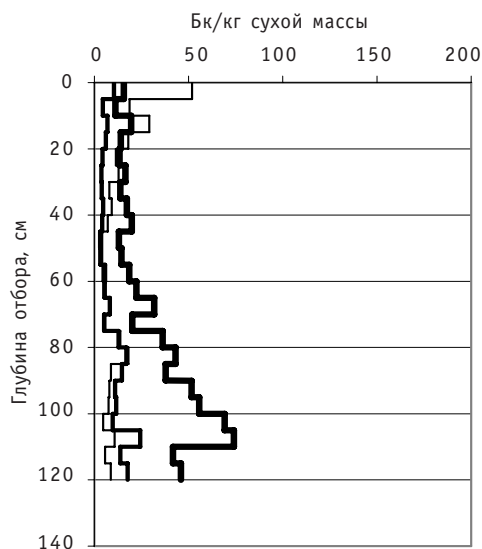
воде р. Самуськи в марте-апреле 2009 г. подтвердили наличие повышенных (диапазон 6–33 Бк/м<sup>3</sup>) по сравнению с фоновыми (1,4–5,3 Бк/м<sup>3</sup>, р. Томь, г. Томск) объемных активностей <sup>90</sup>Sr в воде этой речки. Наиболее вероятной причиной этого факта является загрязнение водосборной территории этой речки после аварии на радиохимическом заводе СХК 6-го апреля 1993 г. [8]. Не исключено также и влияние радиоактивного загрязнения почв водосбора Самуськи в результате многолетнего функционирования СХК. Влияние возможной разгрузки пластовых вод подземных хранилищ радиоактивных отходов СХК как причину повышения <sup>90</sup>Sr в воде р. Самуськи можно исключить, поскольку, как мы уже отмечали выше, содержание трития в воде р. Самуськи не отличается от содержания радионуклида в расположенной выше СХК фоновой точке № 1.

Содержание изотопов плутония в выборочных пробах речной воды определялось как в ходе регулярных наблюдений, так и во время экспедиционного обследования. Измеренная объемная активность <sup>239,240</sup>Pu в воде р. Томи ниже точки сброса СХК составила 70–240 мБк/м<sup>3</sup> для взвешенной фракции, 30–60 мБк/м<sup>3</sup> для растворенной фракции. Таким образом, объемная активность <sup>239,240</sup>Pu в воде р. Томь ниже сбросов СХК в период измерений была существенно ниже УВ по нормативам НРБ-99/2009 (0,55 Бк/кг).

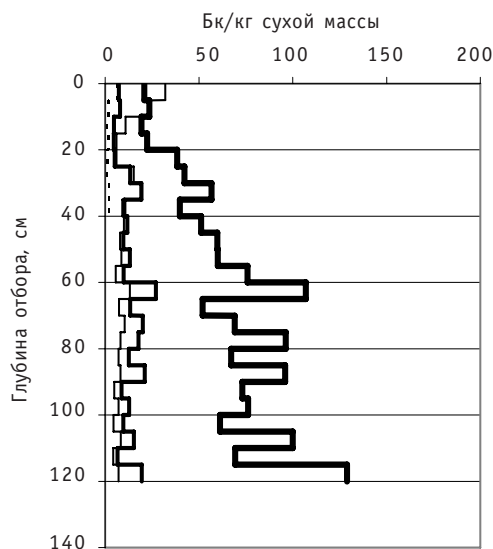
**Пойменные почвы и донные отложения.** На рисунках 5а, б в сопоставлены вертикальные профили содержания искусственных радионуклидов в пойменных почвах вблизи правого берега р. Томь в районах 2, 3 и 4 (8, 20 и 30 км ниже сброса СХК соответственно). Видно, что удельные активности искусственных гамма-излучателей в слоях пойменной почвы у правого берега р. Томь в этих трех районах сопоставимы. Более того, по <sup>137</sup>Cs наблюдается даже некоторый рост удельной активности радионуклида в слоях пойменной почвы по мере удаления от точки сброса СХК. По-видимому, это связано с более благоприятными условиями осаждения взвеси из водного потока ввиду возможного уменьшения скорости течения при приближении к более полноводной Оби. Видно также, что во всех трех случаях отбор пойменной почвы на глубину 120 см оказался недостаточным для определения полного глубинного профиля содержания радионуклидов, и для изучения вертикальных профилей содержания искусственных радионуклидов в пойменных почвах необходимы дополнительные исследования. В ретроспективном плане измеренные вертикальные профили содержания долгоживущего <sup>137</sup>Cs в пойменных почвах правого берега р. Томь ниже сброса СХК, для которых характерно значительное увеличение удельной активности радионуклида с глубиной отбора, отражают улучшение радиационной обстановки на водных объектах в ближней зоне СХК по мере вывода из эксплуатации реакторов комбината (первый прямоточный реактор был остановлен в 1990г. [9]). Пример вертикального распределения содержания искусственных радионуклидов по профилю донных отложений приведен на рис.5г.

Содержание <sup>239,240</sup>Pu, <sup>238</sup>Pu и <sup>90</sup>Sr было определено в выборочных пробах донных отложений и пойменных почв. Полученные к концу 2009г. результаты приведены в табл. 2, в которой (в целях сопоставления) также приведены и удельные активности искусственных гамма-излучателей. Несмотря на довольно высокое содержание <sup>239,240</sup>Pu – 2,3–5,7 Бк/кг сухой массы в донных отложениях и 1,4–21,0 Бк/кг сухой массы в пойменной почве, эти измеренные значения существенно (на два порядка величины) ниже МЗУА (граница отнесения донных отложений к радиоактивным отходам), которая, согласно НРБ-99/2009, составляет 1000 Бк/кг как для <sup>239</sup>Pu, так и для <sup>240</sup>Pu. Содержание <sup>90</sup>Sr как в донных отложениях, так и в пойменных почвах оказалось низким – единицы Бк/кг сухой массы и менее.

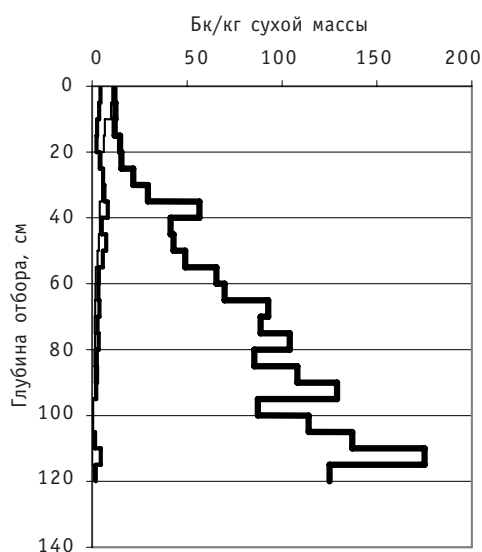
а). Пойменная почва. Район 2.  
(8 км ниже сброса СХК)



б). Пойменная почва. Район 3.  
(20 км ниже сброса СХК)



в). Пойменная почва. Район 4.  
(30 км ниже сброса СХК)



г). Донные отложения. Район 2.  
(8 км ниже сброса СХК)

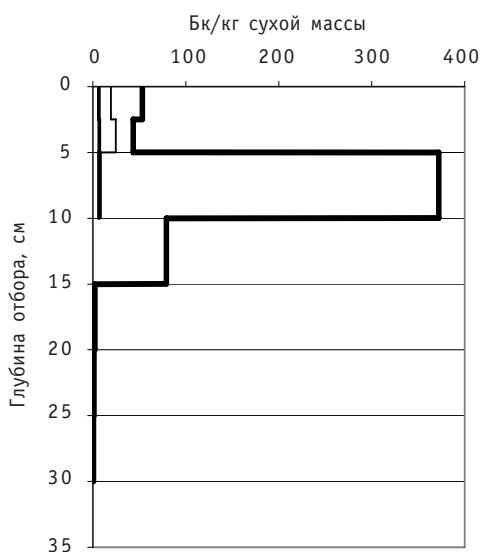


Рис. 5. Вертикальные профили содержания искусственных радионуклидов в пойменных почвах (а, б, в) и донных отложениях (г), отобранных вблизи правого берега р. Томи в период 24.08.–1.09. 2008 г.: — — — — — Cs-137; — — — — — Eu-152; — — — — — Co-60; — — — — — Mn-154;

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Полученные данные о содержании долгоживущих искусственных радионуклидов в воде, пойменных почвах и донных отложениях рек Томи и Оби в период времени после остановки последнего проточного реактора СХК свидетельствуют об отсутствии радиационно значимых последствий деятельности СХК.

Современные величины объемной активности долгоживущих искусственных радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$  и трития в речной воде во много раз ниже уста-

Таблица 2

**Искусственные гамма-излучатели, изотопы плутония ( $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$ ) и  $^{90}\text{Sr}$  в выборочных слоях донных отложений и поименных почв, отобранных у правого берега р. Томь (Бк/кг сухой массы)**

Слой, см	$^{152}\text{Eu}$	$^{144}\text{Ce}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{54}\text{Mn}$	$^{46}\text{Sc}$	$^{65}\text{Zn}$	$^{60}\text{Co}$	$^{239,240}\text{Pu}$	$^{238}\text{Pu}$	$^{90}\text{Sr}$
Донные отложения, район 2, протока Ветряная, у правого берега, 31.08.2008										
0–2,5	6,3±0,7	13±2	53±1	7,3±0,5	3,8±0,7	19±1	20±1	2,3±0,2	0,07±0,02	2,3±0,7
5–10	6,6±1,0		370±2	3,0±0,3	3,1±0,4	7,9±0,7	8,6±0,4	5,7±0,4	0,20±0,10	2,6±0,6
Донные отложения, район 2, протока Ветряная вблизи о. Исаевский, 31.08.2008										
0–2,5	7,4±0,7		21±1	5,4±0,4	7,4±0,6	22±1	23±1	2,5±0,3	0,11±0,04	1,2±0,4
Донные отложения, район 3, протока Кижировская у о. Кижировский, 29.08.2008										
0–2,5	14±2		62±2	5,4±1,1		16±3	29±2	3,6±0,6		1,7±0,3
35–40	6,7±0,8		49±1	1,2±0,3			3,6±0,4	4,2±0,9		3,5±0,7
Пойменная почва, район 2, берег о. Исаевский со стороны протоки Ветряной, 30.08.2008										
0–5	11±0,1	0,90±0,2	16±1	7,3±0,4	23±1	16±2	52±1	2,1±0,3	0,05±0,02	0,8±0,2
55–60	5,6±0,5		19±1				4,3±0,3	1,4±0,1	0,02±0,01	0,6±0,2
105–110	24±1		74±1				11±1	16±1	0,23±0,02	1,4±0,3
Пойменная почва, район 3, берег о. Кижировский со стороны протоки Кижировской, 29.08.2008										
0–5	7,2±0,7		21±1				32±1	2,0±0,4		1,3±0,3
60–65	27±3		110±3				13±2	21±4		3,2±0,6
115–120	20±3		130±4				7,2±1,3	12±2		7,5±1,0



новленных действующими нормативами НРБ-99/2009 уровней вмешательства (УВ).

Накопление искусственных радионуклидов из состава сбросов СХК на пойме и в донных отложениях у правого берега р. Томь не привело к образованию грунтов-радиоактивных отходов на берегах и дне реки. Так, измеренный ниже границы СЗЗ СХК диапазон массовой активности радионуклидов в пойменных почвах правого берега р. Томь составил 11–175 Бк/кг сухой массы для  $^{137}\text{Cs}$ , 0,6–7,5 Бк/кг сухой массы для  $^{90}\text{Sr}$ , 1,4–21 Бк/кг сухой массы для  $^{239,240}\text{Pu}$  при величинах МЗУА 10000, 100000 и 1000 Бк/кг соответственно.

Вместе с тем плотность загрязнения (активность радионуклида на единицу площади) пойменных почв долгоживущим  $^{137}\text{Cs}$  в зоне воздействия жидких сбросов СХК превышает уровень регионального техногенного фона. Так, измеренная плотность загрязнения  $^{137}\text{Cs}$  пойменных почв по правому берегу р. Томь на расстояниях 8, 20 и 30 км от точки сброса СХК составила 60, 125 и 130 кБк/м<sup>2</sup> соответственно, при техногенном фоне – около 2 кБк/м<sup>2</sup>. Произошло загрязнение поймы не только  $^{137}\text{Cs}$ , но и другими гамма-излучателями с относительно большими периодами полураспада, такими как  $^{152}\text{Eu}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ .

Данные наших измерений свидетельствуют о том, что деятельность СХК в настоящее время практически не влияет на содержание трития в воде р. Томь и, в особенности, в воде р. Самуськи.

Полученные данные о современной радиационной обстановке на р. Томи и Оби в зоне влияния сбросов СХК также важны и как исходная информация для будущего мониторинга влияния сбросов и выбросов планируемой к строительству Свердловской АЭС на радиоактивное загрязнение объектов водной среды.

## Литература

1. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2008 г./Ежегодник/Под ред. С.М. Вакуловского. – Обнинск: ГУ «НПО «Тайфун», 2009.
2. *Vakulovsky S.M.* Transport of artificial radioactivity by the Ob to the Arctic Seas. In: Environmental Radioactivity in the Arctic and Antarctic. Edited by Per Strand and Elis Holm/Proceedings of the International Conference on Environmental Radioactivity in the Arctic and Antarctic (Kirkenes, 23-27 August, 1993). – P.107-110.
3. *Зубков Ю.Г.* Радиационная обстановка на территории Томской области в 2006 г./Экологический мониторинг: Состояние окружающей среды Томской области в 2006 г. /Гл. редактор А.М. Адам. – Томск: Графика Пресс, 2007. – С.80-95.
4. *Никитин А.И., Чумичев В.Б., Валетова Н.К., Катрич И.Ю., Кабанов А.И., Дунаев Г.Е., Шкуро В.Н., Родин В.М., МIRONENKO А.Н., Киреева Е.В.* Современное содержание  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$  и трития в воде речной системы Тобол-Иртыш (от устья р. Исеть до слияния с р. Обь)/Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 3. – С. 26-34.
5. Методика контроля радиоактивного загрязнения водных объектов (МВИ.01.-7/96)/Под ред. А.И. Никитина. Согласовано: директор ЦМПИИ ГП «ВНИИФТРИ» В.П. Ярына, 13.03.1996 г. – Обнинск: НПО «Тайфун», 1995.
6. Методические рекомендации по определению радиоактивного загрязнения водных объектов /Под ред. С.М. Вакуловского. – М.: Гидрометеиздат, 1986.
7. *Трапезников А.В., Николкин В.Н., Коржавина А.В., Трапезникова В.Н., Мигунов В.И.* Результаты трехлетнего радиозэкологического исследования рек Обь и Иртыш в границах Ханты-Мансийского автономного округа (2004 – 2006)/Проблемы радиозэкологии и пограничных дисциплин/Под ред. В.И. Мигунова и А.В. Трапезникова. – Вып. 9. – Екатеринбург. – 2006. – С.77-111.
8. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 1993 г./Ежегодник. Под ред К.П.Махонько. – Обнинск: НПО «Тайфун», 1994.
9. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 1992 г./Ежегодник. Под ред. К.П.Махонько. – Обнинск: НПО «Тайфун», 1993.

Поступила в редакцию 19.03.2010

## РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ АНАЛИЗ АВАРИЙНОГО РАСХОЛАЖИВАНИЯ ИС РУ ВВР-Ц ПРИ ОБЕСТОЧИВАНИИ ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ НАСОСОВ

**О.Ю. Кочнов\*, В.В. Сергеев\*, А.А. Казанцев\*\*\***

*\* НИФХИ им. Карпова, г. Обнинск*

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

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



На основе эксперимента, выполненного на исследовательском реакторе бассейнового типа ВВР-ц в течение эксплуатации при аварийном расхолаживании, и данных, полученных на реакторе ИС РУ РБТ-6, проведены пост-тестовые расчеты динамики расхолаживания установки при обесточивании циркуляционных насосов. Представлены результаты расчетов расхолаживания РУ ВВР-ц на естественной циркуляции, начиная с предельной мощности. Расчеты выполнялись по международному теплогидравлическому коду TRAC, предназначенному для анализа технической безопасности водоохлаждаемых ЯЭУ.

**Ключевые слова:** экспериментальный реактор бассейнового типа, ВВР-ц, теплогидравлические расчеты реактора, расхолаживание, проектная авария, техническая безопасность.

**Key words:** pool type research reactor, VVRC, thermal hydraulic calculations of a reactor, shut down heat cooling, design accident, technical safety.

Надежность отвода избыточного тепла от активной зоны исследовательских РУ бассейнового типа в условиях потери электропитания циркуляционных насосов является одним из важнейших условий их технической безопасности. Важность проблемы связана с наличием практически открытой границы между первым контуром и помещениями реакторной установки. Таким образом, возрастает значение первого барьера безопасности – топливной композиции и второго барьера – оболочек ТВС.

Особенности компоновки активной зоны (АЗ) реактора ВВР-ц и первого контура.

- Применение специального реакторного высокотеплопроводного алюминиевого сплава САВ для оболочек ТВС, имеющего предельно допустимую температуру 200°C.

- Использование кольцевой конструкции твэлов с максимальным соотношением поверхности к объему (двухстороннее охлаждение) и толщиной топливного слоя 1,1 мм.

© О.Ю. Кочнов, В.В. Сергеев, А.А. Казанцев, 2010

- Применение специального вида топливной композиции – двуокиси урана в алюминиевой матрице с высоким коэффициентом теплопроводности (до 150 Вт/м/К). Выбор данного материала сводит тепловую инерцию твэлов к минимуму. Максимальная температура топлива для стационарных и переходных режимов не превышает 100°C.

- При охлаждении ИС РУ течение охлаждающего теплоносителя (вода под давлением 1,3 бар) происходит сверху вниз по активной зоне. Циркуляционные насосы первого контура (ЦН1) расположены под зоной на горячей стороне (до входа в теплообменники). Соответственно, в РУ ВВР-ц при остановке насоса ЦН1 в течение первой минуты происходит смена направления потока, переход опускного течения в подъемное и опрокидывание естественной циркуляции. Переход расхода через нулевое значение является первой критической точкой с точки зрения безопасности.

- Размещение теплообменников на нижней отметке первого контура (под активной зоной). В результате при полной остановке ЦН1 и работе насосов второго контура в номинальном режиме происходит полная остановка естественной общеконтурной циркуляции: провоцирующее движение горячего теплоносителя вверх по АЗ сводится на нет забросом холодной жидкости из теплообменников в отводящую магистраль к баку РУ. Следует заметить, что в некоторых проектах ИС РУ (в частности, ИВВ-2м) рассматриваемая тенденция ЕЦ исключена конструктивно за счет верхнего расположения теплообменников.

- Важнейшей системой пассивной теплогидравлической безопасности ИС РУ является наличие бассейна (бака РУ) с большим запасом холодного теплоносителя. В частности, в ВВР-ц объем жидкости в баке составляет около 20 м<sup>3</sup>, в то время как объем теплоносителя в проточной части активной зоны – 0,1 м<sup>3</sup>. Соответственно, даже при прекращении общеконтурной естественной циркуляции проявляется второй механизм охлаждения – местная естественная циркуляция в баке РУ: по горячим ТВС – подъемное течение, по холодным ТВС, межкассетному пространству и каналам СУЗ – опускное. В результате интервал времени до закипания теплоносителя в АЗ составляет более четырех часов.

- Вторым принципом теплогидравлической безопасности РУ ВВР-ц является дублирование ЦН1 и использование независимого источника для питания одного насоса из пяти параллельных при эксплуатации на номинальном режиме (используется аккумуляторная подстанция для резервного питания).

- К дополнительным системам безопасности ИС РУ относятся системы принудительной вентиляции шахты РУ и помещений первого контура, обеспечивающей съем тепла до 100 кВт, и подпитки бака РУ.

### **ЭКСПЕРИМЕНТЫ ПО АВАРИЙНОМУ РАСХОЛАЖИВАНИЮ НА РУ ВВЭР-Ц И РБТ-6**

На РУ ВВР-ц первоначальной компоновки был проведен эксперимент с полной остановкой насосов второго контура на мощности 14,5 МВт с последующим сбросом мощности и остановкой четырех ЦН первого контура из пяти. Целью эксперимента [1] была проверка возможности

- аккумуляирования выделяемой энергии остаточного тепловыделения в баке РУ и первом контуре в течение нескольких часов начиная от остановки ЦН2 при сбросе мощности;

- пассивного отвода тепла от теплоносителя в баке и первом контуре за счет вынужденной и естественной вентиляции шахты РУ и помещений первого контура в течение суток.

На реакторе ВВР-ц в июле 1975 г. был проведен эксперимент по определению разогрева воды первого контура при отключении насосов второго контура. Условия эксперимента были следующие: реактор работал на мощности 14,5 МВт; температура воды первого контура на входе в активную зону составляла 45°C, на выходе 52,8°C. При работе реактора на мощности 14,5 МВт были отключены насосы второго контура, а через 30 секунд после этого реактор был заглушен от кнопки сброса аварийной защиты. В системе охлаждения в работе оставался один насос первого контура (ЦН1), расход воды в контуре составлял 360 м³/ч. Далее велось измерение температуры воды на выходе из активной зоны. Через 30 секунд после заглушения реактора температура воды на выходе из активной зоны повысилась до 55°C, затем через 30 с снизилась до 51°C.

Максимальная величина температуры воды на выходе из активной зоны при заглушении реактора с мощности 14,5 МВт составила 57,5°C через семь часов после момента остановки. Затем температура постоянно снижалась. В первом контуре циркуляция сохранилась (работал один насос – 360 м³/ч). Результаты эксперимента представлены в табл. 1.

Таблица 1

**Последовательность событий и результаты измерений в эксперименте**

Момент времени, событие	$W$ , МВт	$G_1$ , кг/с	$G_2$ , кг/с	$T_{\text{вх АЗ}}$ , °C	$T_{\text{вых АЗ}}$ , °C
Номинальный уровень мощности (стационар)	14,5	448	Номинальный	45	52,8
0 с – останов ЦН2	14,5	448	0	–	–
30 с – сброс мощности и останов четырех ЦН1	Остаточное тепловыделение	100	0	–	55
60 с – достигнут минимум температуры	–	100	0	–	51
7 ч – максимум $T_{\text{вых АЗ}}$ ; далее снижение	–	100	0	–	57,5

Рассматриваемый процесс приближенно описывается следующим дифференциальным уравнением баланса подводимой мощности (остаточного тепловыделения) и отводимой (к окружающей среде в условиях вентиляции) мощности по точечной модели:

$$M \cdot C_p \cdot \Delta T = W(\tau) \cdot \Delta \tau - S \cdot \alpha \cdot (T - T_{\text{возд}}), \quad (1)$$

где  $M$  – общая масса теплоносителя в баке и первом контуре;  $W(\tau)$  – мощность остаточного тепловыделения в АЗ;  $S$  – суммарная поверхность бака РУ, двух рабочих ТО и трубопроводов первого контура;  $\alpha$  – средний коэффициент теплоотдачи к окружающей среде в условиях совместных вынужденной и естественной конвекции воздуха;  $T_{\text{возд}}$  – средняя температура окружающего воздуха в шахте РУ и помещениях первого контура.

Физический смысл уравнения (1) состоит в следующем. В течение нескольких часов от начала расхолаживания основная доля тепловыделения идет на прогрев теплоносителя первого контура, объем которого в 340 раз превышает объем жидкости в активной зоне (100 л). На этом принципе основана концепция пассивной безопасности при аварийном расхолаживании реакторов бассейнового типа. В дальнейшем мощность остаточного тепловыделения становится сравнимой с мощностью теплоотвода от первого контура через систему вентиляции к окружающе-

му воздуху (порядка 80 кВт). Подвод мощности вначале превышает отвод, что приводит к росту температуры. Затем он уравнивается теплоотводом к окружающей среде (точка максимума), и далее при постоянном снижении мощности остаточного тепловыделения отвод тепла становится больше подвода, что приводит к постоянному снижению температуры теплоносителя первого контура.

В таблицах 2 и 3 представлены проектные данные по объемам теплоносителя и поверхностям корпусных элементов первого контура модернизированной компоновки ВВР-ц.

Таблица 2

**Распределение массы теплоносителя в первом контуре**

Элемент контура	Масса теплоносителя, кг
Бак РУ	18485
Проточная часть АЗ	107
Обвязка первого контура	15805
Первый контур в целом	34400

Таблица 3

**Распределение поверхностей теплообмена элементов первого контура с окружающей средой**

Параметр	Значение
Боковая поверхность бака РУ новой компоновки, м <sup>2</sup>	41
Поверхность двух ТО новой компоновки, м <sup>2</sup>	26
Суммарная поверхность трубопроводов первого контура, м <sup>2</sup>	79
Суммарная поверхность бака РУ, двух ТО и трубопроводов первого контура, м <sup>2</sup>	146

Второй эксперимент, имеющий отношение к данному материалу, был проведен на ИС РБТ-6 (НИИАР) [2] сходной компоновки. Целью эксперимента являлся анализ опрокидывания циркуляции при полной остановке ЦН1 и последствий с точки зрения безопасности. Результаты экспериментов и последующего расчета по международному коду RELAP5/mod 3.2, проведенных в НИИАР, представлены в табл. 4.

Таблица 4

**Динамика температуры теплоносителя в верхней части энергонапряженной ТВС при развитии внутризонной ЕЦ по экспериментальным данным и расчету НИИАР**

Параметр	Эксперимент	Расчет
Температура теплоносителя в номинале, °С	45	45
Температура теплоносителя в точке максимума при опрокидывании, °С	59	69
Интервал времени достижения максимальной температуры, с	Менее 60	Менее 60

Момент опрокидывания циркуляции приближенно [3] можно выразить уравнением гидродинамики контура

$$\frac{dG}{d\tau} = \frac{(H \pm H_{\text{ЕЦ}} - \Delta P_{\text{ТР}})}{(L/F)_{\text{ЭФФ}}}, \quad (2)$$

где  $G$  – мгновенное значение расхода в контуре;  $H$  – напор насоса;  $H_{\text{ЕЦ}}$  – полезный напор естественной циркуляции;  $\Delta P_{\text{ТР}}$  – гидравлическое сопротивление контура;  $(L/F)_{\text{ЭФФ}}$  – эффективное отношение длины контура к проходному сечению (инерционный член).

### РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ДЛИТЕЛЬНОГО РАСХОЛАЖИВАНИЯ ИС РУ ВВР-Ц ПРИ ОБЕСТОЧИВАНИИ ПО КОДУ TRAC НА ПАРАМЕТРАХ ЭКСПЕРИМЕНТА

Численные расчеты рассматриваемой аварии на РУ проводились по коду TRAC [4–6] в нестационарной постановке на основе расчетной схемы первого и второго контуров (рис. 1) с учетом модернизации компоновки первого контура.

В таблице 5 представлены интегральные параметры аппарата.

В целом расчетная схема является одномерной, за исключением бака реактора, который представлен в виде модели двумерного пористого тела. Проточная часть активной зоны изображена в виде системы параллельных одномерных каналов. Рассматриваются пять групп ТВС в соответствии с их расстановкой по радиусу зоны, одна ТВС – максимальной мощности (во втором ряду), одна ТВС – минимальной мощности (в пятом ряду), имеется групповой канал охлаждения СУЗ и групповой канал межкассетных протечек.

Математическая модель кода основана на численном решении системы из шести нестационарных одномерных (сетевая часть модели) и трехмерных уравнений теплогидравлики (бак реактора) для двухфазной среды с неконденсируемым газом (вода-пар-воздух) в неравновесном неомогенном приближении.

Для основных элементов первого контура (бак РУ, теплообменники, трубопроводы) учитываются потери тепла к окружающей среде за счет вентиляции (на рис. 1 не показаны). Имитаторы течи на баке № 400-403 и на ЦН1 № 103-106 в данном материале не используются.

Для корректного учета уходящего тепла в систему вентиляции от оборудования и трубопроводов на основе опытных данных решалась обратная задача определения среднего коэффициента теплоотдачи к воздуху в помещениях первого контура и определения средней температуры воздуха на основе модельного урав-

Таблица 5

#### Интегральные параметры РУ ВВР-ц

Параметр	Значение
Эксплуатационная мощность, МВт	10–18
Предельный расход по первому контуру, м <sup>3</sup> /ч (кг/с)	1500 (417)
Рабочий диапазон температуры теплоносителя на входе в АЗ, °С	48–58
Количество ТВС (пять рядов по радиусу)	70
Номинальный перепад высотных отметок первого контура, м	10,7
Номинальный уровень теплоносителя в баке, м	5,3
Номинальное давление на верхней отметке АЗ, бар	1,3
Температура насыщения на верхней отметке АЗ, °С	107
Коэффициент неравномерности тепловыделения по ТВС	1,3

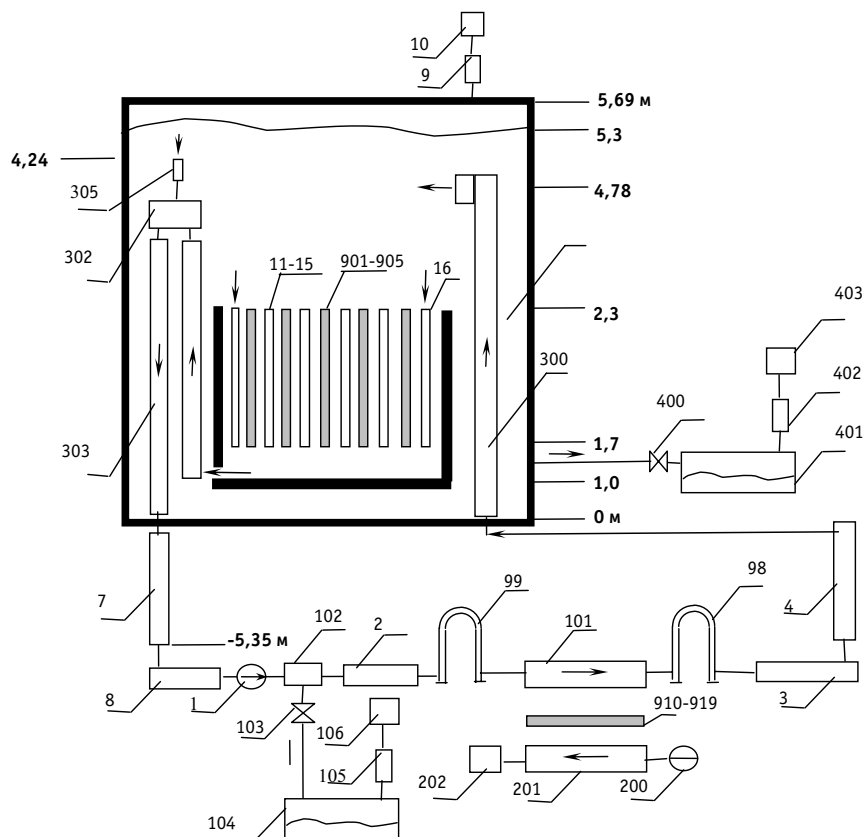


Рис.1. Расчетная схема первого контура РУ для моделирования проектных аварий (обозначения в табл. 6)

Таблица 6

**Список обозначений к расчетной схеме**

Позиция	Обозначение	Тип элемента в коде
1	Группа управляемых ЦН (пять параллельных)	PUMP
102	Тройник	PLENUM
103, 400	Управляемый клапан-имитатор течи	VALVE
104, 401	Бокс сбора дренажа первого контура	VESSEL
105,9, 402	Воздуховод	PIPE
106, 403	Воздушный компенсатор давления (атмосфера)	BREAK
2	Нагнетательный тракт	PIPE
99, 98	Гидрозатвор теплообменника	PIPE
101	Межтрубное пространство теплообменников (2 параллельных)	PIPE
3, 4	Подводящий тракт к баку РУ	PIPE
300	Подводящие трубы в баке РУ (два параллельных)	PIPE
100	Бак РУ	VESSEL
11-15	Проточная часть пяти групп ТВС (по радиусу А3)	PIPE
16	Групповой тракт межкассетных протечек и охлаждения СУЗ	PIPE
303	U-образный гидрозатвор	PIPE
302	Тройник (разворотная часть гидрозатвора)	PLENUM
304	Канал воздухоудаления	PIPE
7, 8	Подводящий тракт к ЦН	PIPE
10	Воздушный компенсатор давления бака (атмосфера)	BREAK
200	Группа управляемых ЦН второго контура	FILL
201	Трубное пространство теплообменников (по 2 контуру)	PIPE
202	Компенсатор давления по второму контуру	BREAK
901-905	ТВС (5 групп по радиусу А3)	SLAB
910	Теплообменные трубы теплообменников	ROD



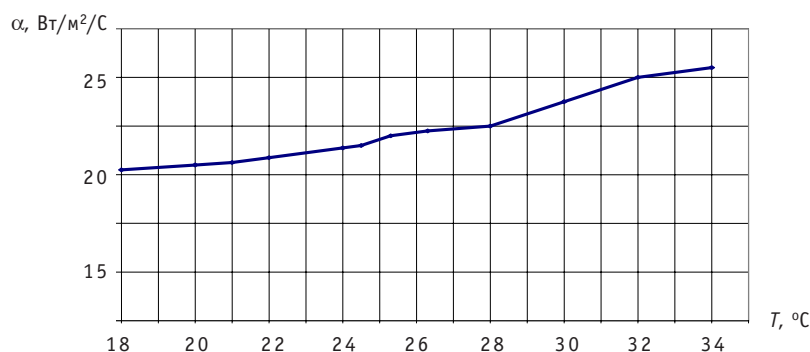


Рис. 2. Зависимость коэффициента теплоотдачи к воздуху от температуры воздуха в вентиляционной системе, удовлетворяющая максимуму температуры в эксперименте

нения (1). Задача решалась на этапе предварительной обработки эксперимента и настройки модели.

Для решения обратной задачи был выполнен расчет прямой задачи расхолаживания по уравнению (1) для оцененного диапазона вариантов при различных исходных данных по температуре окружающей среды и коэффициенту теплоотдачи к воздуху.

Результаты решения задачи представлены на рис. 2. Решение обратной задачи в силу отсутствия дополнительных условий эксперимента (температуры воздуха в помещениях первого контура) – многозначное, что приводит к необходимости ее выбора.

Результаты повторного прямого численного расчета данной аварии по коду TRAC представлены на рис. 3, 4. Номинальная мощность соответствовала 14,5 МВт. Система вентиляции охлаждает первый контур с заданным коэффициентом теплоотдачи 20 Вт/(м²°C). Температура воздуха в шахте РУ и помещениях первого контура полагалась 26,5°C (постоянная). Эти параметры получены из решения обратной задачи (рис. 2). Сценарий аварии представлен в табл. 7.

Момент пересечения кривых на рис. 3 соответствует максимуму температуры теплоносителя в первом контуре. Из рисунка 3 видно, что подводимая мощность к РУ ( $W$ ) и отводимая от РУ ( $W_{out}$ ) практически совпадают.

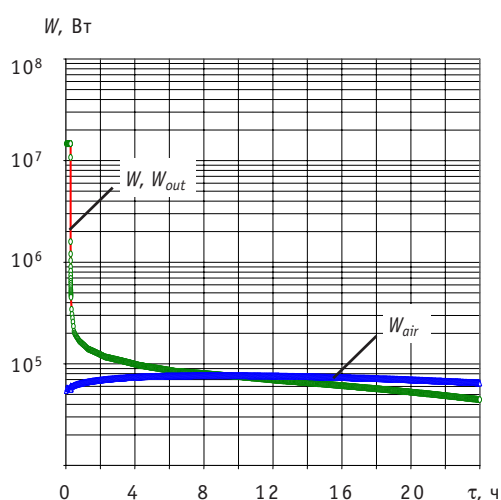


Рис. 3. Динамика подводимой мощности к РУ ( $W$ ), отводимой от РУ ( $W_{out}$ ) и от первого контура к воздуху за счет вентиляции ( $W_{air}$ )

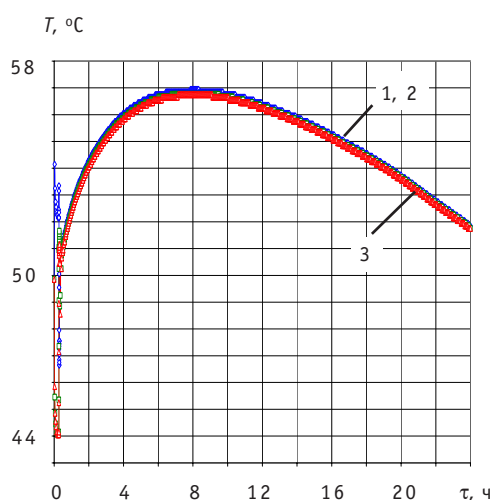


Рис. 4. Динамика температур: 1 – на выходе из АЗ; 2 – на выходе из двух параллельных рабочих теплообменников; 3 – на входе в АЗ

Таблица 7

**Расчетный сценарий аварии**

Момент времени, событие	$W$ , МВт	$G_1$ , кг/с	$G_2$ , кг/с	$T_{\text{вх АЗ}}$ , °С	$T_{\text{вых АЗ}}$ , °С
970–977 с – останов ЦН2	14,5	422	283–0	45	52,8
1000 с – сброс мощности, останов четырех из пяти ЦН1	Остаточное	422–82	0		

Таблица 8

**Сравнение экспериментальных и расчетных результатов**

Параметр	Опытные данные	Расчетные данные TRAC	Расчет по точечной модели (1)
Максимальная температура теплоносителя в первом контуре, °С	57	57,1	55,6
Момент достижения максимума температуры от начала аварии, ч	7	7,6–8,1	7,2

**РЕЗУЛЬТАТЫ ЧИСЛЕННОГО РАСЧЕТА АВАРИИ С ПОЛНЫМ ОБЕСТОЧИВАНИЕМ ЦН1 И ЦН2 ПО КОДУ TRAC С НОМИНАЛЬНОЙ МОЩНОСТИ 18 МВт**

Проводились расчеты расхолаживания РУ при полном обесточивании на предельной мощности РУ ВВР-ц и в более жестких условиях:

- номинальная мощность – 18 МВт, после 30 с переходит на кривую остаточного тепловыделения;
- начальная температура на входе в АЗ 49°С;
- начальная температура на выходе из АЗ 59°С;
- коэффициент теплоотдачи к воздуху 15 Вт/(м<sup>2</sup> К);
- температура воздуха 30°С;
- расход по первому контуру  $G_1$ , 420 кг/ постоянный;
- расход по второму контуру  $G_2$ , 283 кг/с в момент 0 с останов ЦН2.

Результаты расчетов представлены на рис. 5–8. На всех графиках момент 1000 с соответствует сбросу мощности.

Результаты показывают, что в момент 27 с после сброса мощности происходит опрокидывание циркуляции в первом контуре: течение в зоне снизу вверх. Данный момент является первой критической точкой: при переходе общеконтурного расхода через ноль температура теплоносителя и оболочек ТВС в АЗ достигает максимума. Однако условие начала объемного кипения при этом не достигается. Температура теплоносителя в наиболее горячем ТВС составляет 93,1°С (на верхней отметке), что ниже температуры насыщения 107°С (номинальный уровень жидкости над зоной составляет 3 м). Температура оболочки на короткое время достигает температуры насыщения.

В дальнейшем расход ЕЦ в первом контуре сохраняется стабильным на уровне 10–12 кг/с в течение 24 ч. Температура теплоносителя после момента опрокидывания сначала снижается, что связано с развитием устойчивой естественной циркуляции, а затем медленно увеличивается. Темп прогрева контура примерно соответствует варианту с работой одного ЦН1. В момент 15,3 ч (вторая критическая точка) от начала расхолаживания температура теплоносителя в наиболее горячем канале достигает максимума 75,7°С (на верхней отметке). При этом расход ЕЦ в первом контуре составляет 11 кг/с. В дальнейшем максимальная температура жидкости в горячем канале начинает медленно снижаться.

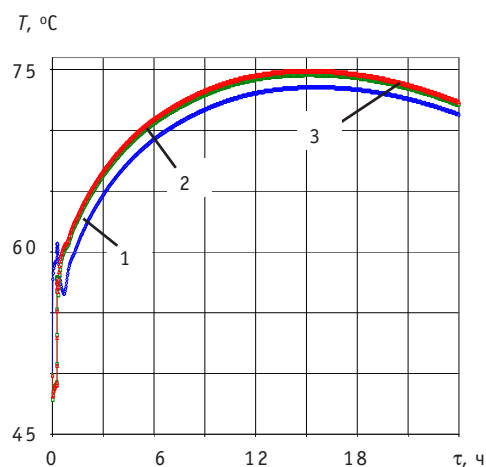


Рис. 5. Динамика температур теплоносителя на выходе из АЗ, на выходе из двух параллельных рабочих теплообменников и на входе в АЗ: 1 – температура на выходе из бака РУ (по номинальной схеме циркуляции); 2 – температура на выходе из теплообменников; 3 – температура во входном коллекторе бака

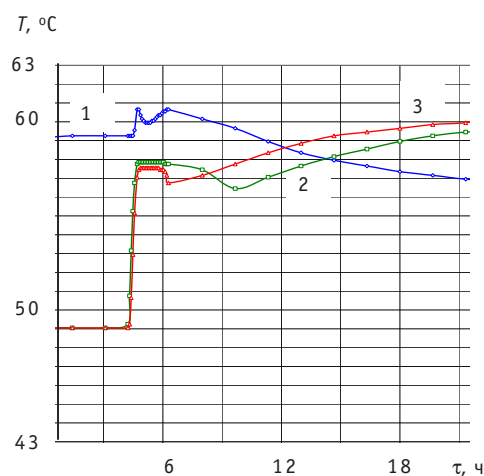


Рис. 6. Динамика температур теплоносителя на выходе из АЗ, на выходе из двух параллельных рабочих теплообменников и на входе в АЗ (фрагмент рис. 5)

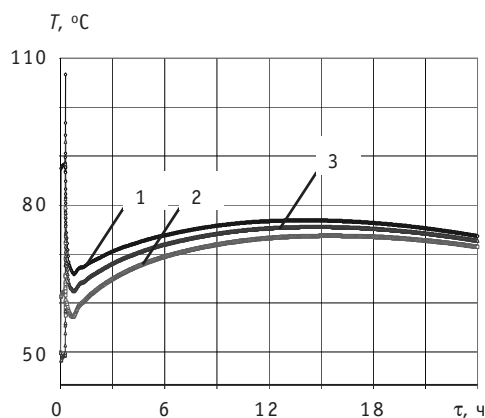


Рис. 7. Динамика температур теплоносителя и оболочки в горячем канале: 1 – температура оболочки в горячем ТВС в центре АЗ; 2 – температура теплоносителя в горячем канале на нижней отметке; 3 – температура теплоносителя на верхней отметке

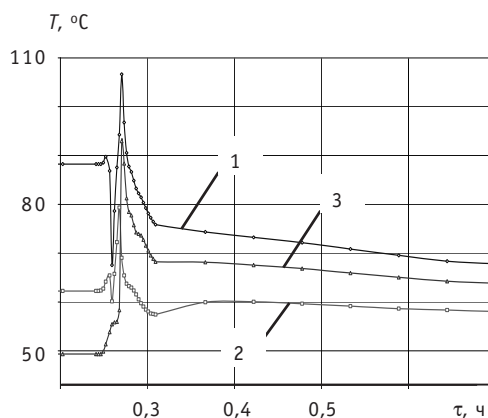


Рис. 8. Динамика температур теплоносителя и оболочки в горячем канале (фрагмент рис. 7)

Таким образом, при наличии вынужденной циркуляции с расходом 80 кг/с (сверху вниз по АЗ) или естественной с расходом около 10 кг/с (снизу вверх по АЗ) рост температуры теплоносителя в первом контуре примерно одинаков в течение 14 ч. При дальнейшем развитии аварии уровень температуры достигает максимума и монотонно снижается, что говорит о безопасности установки при полном обесточивании.

На рисунке 7 момент 27 с соответствует опрокидыванию циркуляции – первая критическая точка. Максимум температуры теплоносителя в ТВС 92°C. Момент 15,3 ч соответствует уравниванию подводимой и отводимой за счет вентиляции первого контура мощности – вторая критическая точка. Максимум температуры теплоносителя в ТВС 75°C

### РЕЗУЛЬТАТЫ ЧИСЛЕННОГО РАСЧЕТА ПО КОДУ TRAC АВАРИИ С ЧАСТИЧНЫМ ОБЕСТОЧИВАНИЕМ: ПОЛНЫМ ОБЕСТОЧИВАНИЕМ ЦН1 И РАБОТЕ ЦН2 С НОМИНАЛЬНОЙ МОЩНОСТИ 18 МВт

В данном разделе представлены результаты расчета расхолаживания РУ при частичном обесточивании, при котором в момент 30 с происходит сброс мощности и останов всех ЦН1:

- номинальная мощность – 18 МВт, после 30 с переходит на кривую остаточного тепловыделения;
- начальная температура на входе в АЗ 49°C;
- начальная температура на выходе из АЗ 59°C;
- коэффициент теплоотдачи к воздуху 15 Вт/(м<sup>2</sup> К);
- температура воздуха 30°C;
- расход по первому контуру  $G_1$ , 420 кг/с после сброса мощности переходит на ЕЦ;
- расход по второму контуру  $G_2$ , 283 кг/с.

Таким образом, в данном сценарии сохранялся номинальный расход по второму контуру.

Результаты расчетов (рис. 9–12) показывают, что в момент 31 с от сброса мощности происходит опрокидывание циркуляции в первом контуре. Данный момент является первой критической точкой: при переходе общеконтурного расхода через ноль температура теплоносителя и оболочек ТВС в АЗ достигает максимума. Однако условие начала объемного кипения при этом не достигается. Температура в наиболее горячем ТВС составляет 89°C, что ниже температуры насыщения 107°C.

В дальнейшем процесс циркуляции качественно отличается от предыдущего варианта. Расход ЕЦ в первом контуре становится знакопеременным и затухает со временем.

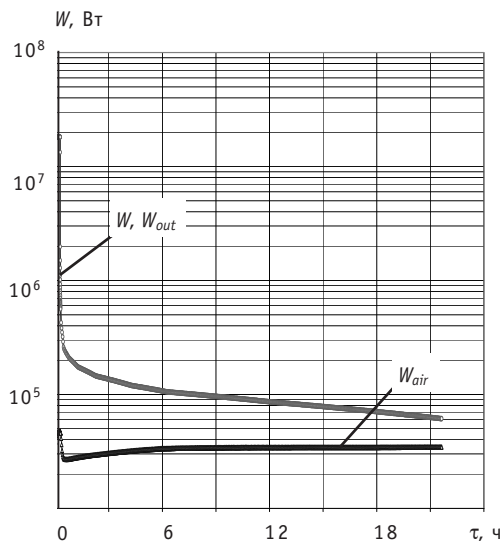


Рис. 9. Динамика подводимой мощности к РУ ( $W$ ), отводимой от РУ ( $W_{out}$ , совпадают) и от первого контура к воздуху за счет вентиляции ( $W_{air}$ )

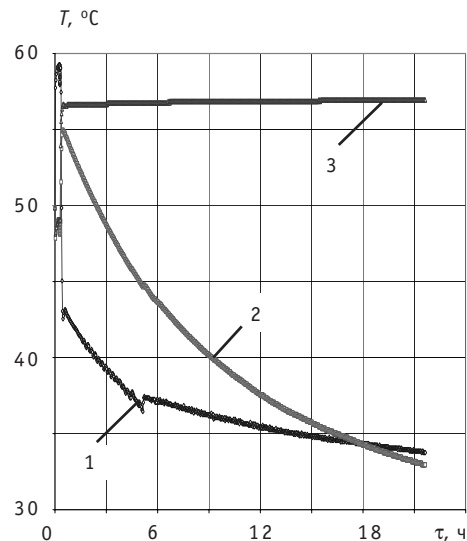


Рис. 10. Динамика температур теплоносителя на выходе из АЗ, на выходе из двух параллельных рабочих теплообменников и на входе в АЗ: 1 – температура на выходе из бака РУ (по номинальной схеме циркуляции); 2 – температура на выходе из теплообменников; 3 – температура во входном коллекторе бака

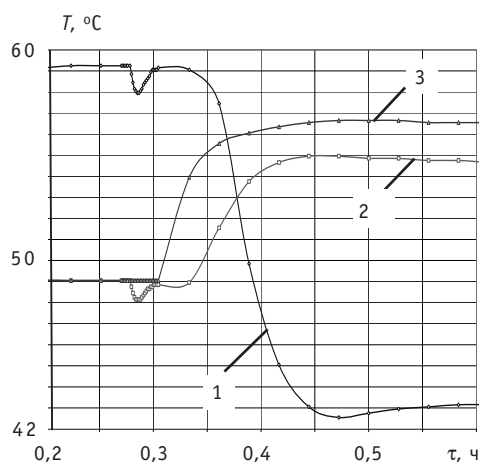


Рис. 11. Динамика температур теплоносителя на выходе из АЗ, на выходе из двух параллельных рабочих теплообменников и на входе в АЗ (фрагмент рис. 10)

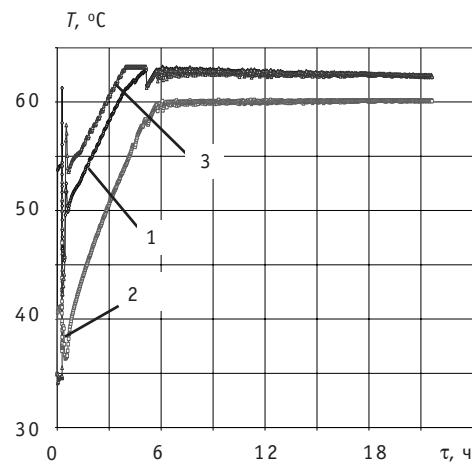


Рис. 12. Динамика температур теплоносителя и оболочки в горячем канале: 1 – температура оболочки в горячем ТВС в центре АЗ; 2 – температура теплоносителя в горячем канале на нижней отметке зоны; 3 – температура теплоносителя на верхней отметке

Нижнее расположение рабочих теплообменников относительно зоны затормаживает развитие естественной циркуляции в первом контуре. С одной стороны, в зоне за счет прогрева жидкости появляется положительный полезный напор, способствующий циркуляции снизу вверх. С другой стороны, происходит заброс охлажденной в теплообменнике части теплоносителя в опускную отводящую магистраль бака, который приводит к торможению естественной циркуляции. Теплообменники работают в данных условиях с избытком отводимой мощности в силу чрезмерного для небольшой мощности остаточного тепловыделения расхода по второму контуру и чрезмерно захлаживают жидкость в отводящей магистрали бака.

В результате максимальная температура теплоносителя в наиболее горячем ТВС через 4,3 ч от начала аварии достигает температуры насыщения  $107^\circ\text{C}$ . Далее в ТВС начинается объемное кипение, при котором истинное объемное паросодержание достигает величины 0,15. Пар уходит в верхнюю часть бака, где конденсируется при контакте с недогретой жидкостью. При этом проявляется второй механизм ЕЦ – местная вторичная естественная циркуляция в баке РУ: по горячим каналам идет подъемное течение, по холодным – опускное.

На рисунке 9 отсутствие момента пересечения кривых указывает на рост средней температуры в баке и частичную генерацию пара. Расхолаживание АЗ в данных условиях не происходит.

На рисунке 10 видно, что несмотря на высокую температуру теплоносителя в баке температура в первом контуре снижается до  $35^\circ\text{C}$  за счет вентиляции и отсутствия общекартурной циркуляции.

На рисунке 12 в момент 27 с происходит опрокидывание циркуляции – первая критическая точка, 4,3 ч – температура теплоносителя становится равной температуре насыщения.

Представленные результаты показывают, что данный сценарий не обеспечивает нормальные условия длительного пассивного расхолаживания аппарата без принятия дополнительных мер. Необходимо в течение 4 ч от сброса мощности запустить один ЦН1 от независимого источника или в кратчайшее время снизить расход ЦН2 до минимума, исключающего резкое снижение температуры в проточ-

ной части теплообменников со стороны первого контура, и таким методом восстановить естественную циркуляцию в первом контуре.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Представленные результаты подтверждают принципы пассивной теплогидравлической безопасности РУ ВВР-ц бассейнового типа при обесточивании ЦН, разработанные в 1960–1964 гг. при проектировании аппарата.

Анализ полномасштабного эксперимента на действующем аппарате с помощью расчетного теплогидравлического кода TRAC/PF1 [2] подтверждает высокую степень безопасности исследовательских реакторов бассейнового типа при авариях, связанных с обесточиванием ЦН.

Рекомендуется (реализовано на практике) использование для одного из пяти ЦН1 независимого источника питания при номинальном режиме эксплуатации – аккумуляторной подстанции. Расчетами показано, что при работе одного ЦН1 и полном обесточивании остальных ЦН1 и всех ЦН2 расхолаживание аппарата гарантируется без вскипания теплоносителя в первом контуре с номинальной мощностью до 18 МВт и работе системы вентиляции. Выводы подтверждаются экспериментом на действующем аппарате, проведенном в 1975 г. Важным аспектом при данном сценарии расхолаживания является отсутствие опрокидывания циркуляции в первом контуре при переходе на естественную циркуляцию. Максимальная температура теплоносителя в первом контуре при данном сценарии не превышает 70°C.

В материале представлен расчетный анализ двух проектных аварий в более жестких условиях:

- полное обесточивание всех ЦН первого и второго контуров при номинальной мощности РУ 18 МВт и работе системы вентиляции;
- полное обесточивание всех ЦН первого контура и работе ЦН второго контура в номинальном режиме при номинальной мощности РУ 18 МВт.

### **Результаты расчетов первой аварии**

1. В момент 27 с после сброса мощности происходит опрокидывание циркуляции в первом контуре в связи с переходом на естественную циркуляцию.
2. Момент опрокидывания является первой критической точкой – максимальная температура в АЗ достигает максимума 93°C.
3. В дальнейшем в первом контуре имеет место устойчивая естественная циркуляция с расходом 10 – 12 кг/с в течение 24 ч. Максимальная температура теплоносителя в зоне сначала снижается и далее медленно увеличивается.
4. В момент 15,3 часа от сброса мощности достигается второй максимум температуры теплоносителя в АЗ (76°C) вторая критическая точка. Данный момент соответствует уравниванию подводимой мощности остаточного тепловыделения и мощности, отводимой к окружающей среде за счет вентиляции.
5. В дальнейшем (15,3 – 24 ч) уровень температур в АЗ и первом контуре медленно монотонно снижается.

### **Результаты расчетов второй аварии**

1. В момент 27 с после сброса мощности происходит опрокидывание циркуляции в первом контуре в связи с переходом на естественную циркуляцию.
2. Момент опрокидывания является первой критической точкой – максимальная температура в АЗ достигает максимума 89°C.
3. В дальнейшем в первом контуре имеет место неустойчивая знакопеременная затухающая естественная циркуляция с расходом на уровне 0,1 кг/с. Максимальная температура теплоносителя в активной зоне сначала снижается и далее медленно увеличивается.

4. На фоне затухания общеконтурной циркуляции проявляется вторичная естественная циркуляция в баке РУ, по «горячим» ТВС развивается подъемное течение, а по «холодным» – опускное. Интенсивная вторичная циркуляция сдерживает уровень температуры при сохранении темпа разогрева теплоносителя в зоне.

5. В момент 4 ч от сброса мощности максимальная температура теплоносителя в горячем ТВС (в верхнем сечении) достигает максимума 107°C – температуры насыщения.

6. Далее температура теплоносителя в активной зоне поддерживается на уровне температуры насыщения 107°C, при этом происходит постоянная генерация пара. Подводимая мощность расходуется на прогрев жидкости в баке до температуры насыщения. В то же время температура в первом контуре (за пределами бака) снижается до 35°C за счет вентиляции.

Более напряженный режим расхолаживания во второй аварии, по сравнению с первой, связан с расположением теплообменников на нижней отметке первого контура (под АЗ).

Сравнение результатов двух аварий позволяет сделать следующую рекомендацию. В рассматриваемом втором режиме для обеспечения снижения уровня температуры необходимо либо оперативно перекрыть расход по второму контуру до минимума (привести в соответствие с подводимой мощностью) с целью восстановления естественной общеконтурной циркуляции либо обеспечить запуск одного ЦН1 от независимого источника в течение 4 ч.

### ИСПОЛЬЗУЕМЫЕ СОКРАЩЕНИЯ

АЗ – активная зона; ВВР-ц – водо-водяной реактор; ЕЦ – естественная циркуляция; ИС РУ – исследовательская реакторная установка; ИС РБТ- исследовательский реактор бассейнового типа; НИИАР – научно исследовательский институт атомных реакторов в Дмитровграде; СУЗ – система управления, контроля и защиты реактора; ТВС – тепловыделяющая сборка; ЦН – циркуляционный насос; ЯЭУ – ядерная энергетическая установка; TRAC – Transient Reactor Analysis Code (LANL).

### Литература

1. Отчет «Исследование влияния аварийного отключения второго контура реактора ВВР-ц на температуру воды I контура». – Обнинск: Филиал НИФХИ им. Л.Я. Карпова, 1975.
2. Маркин С.А. и др. Посттестовый анализ режима естественной циркуляции при расхолаживании реактора бассейнового типа с привлечением кода RELAP5/MOD3.2/Доклад на отраслевой конф.: «Теплогидравлические коды для энергетических реакторов». – Обнинск, 2001.
3. Кириллов П.Л. Юрьев Ю.С. Гидравлические расчеты ИТП ФЭИ. – Обнинск, 2007.
4. TRAC – PFI/Mod2. Theory manual. Los Alamos National Laboratory, 1993.
5. Делайе Д. Теплообмен и гидродинамика двухфазных потоков в атомной и тепловой энергетике. – М.: Энергоатомиздат, 1984.
6. Кузнецов Ю.Н. Теплообмен в проблеме безопасности ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1989.

Поступила в редакцию 24.12.2009



# МОДЕЛИРОВАНИЕ ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ В КОНТУРАХ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ ТИПА БН С УЧАСТИЕМ РЕГУЛИРУЕМЫХ ЭЛЕКТРОПРИВОДОВ ГЛАВНЫХ ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ НАСОСОВ

**Е.Ю. Анишев, В.С. Горбунов**

*ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород*



На основании моделирования теплогидравлических переходных процессов рассмотрены преимущества плавного регулирования расхода теплоносителя в главных контурах АЭС на быстрых нейтронах.

За счет поддержания оптимальных параметров пара на турбинах и более «мягкого» протекания переходных процессов повышается экономичность блока, снижаются термические напряжения и температурные градиенты в корпусных конструкциях реакторной установки.

**Ключевые слова:** моделирование, переходные процессы, атомные электростанции, электропривод главных циркуляционных насосов.

**Keywords:** simulation, transient, nuclear power plant, reactor coolant pump drive.

На тепловых электростанциях введение систем регулирования в технологических системах является в настоящее время главным решением проблем энергосбережения и повышения эффективности блока. На атомной станции, кроме экономической целесообразности, должны быть решены вопросы технического обоснования введения регулирования расхода с точки зрения эксплуатационной безопасности и надежности обеспечения всех основных и аварийных режимов установки. В стационарных режимах наличие системы плавного регулирования расхода теплоносителя позволяет повысить экономичность и надежность работы теплообменников, парогенератора и турбины в режимах «скользящих» параметров пара, снижая при этом термические напряжения в конструкциях [1].

С учетом вентиляторного характера нагрузки, а также значительной доли мощности электроприводов главных циркуляционных насосов (ГЦН-1, ГЦН-2) от общей мощности потребителей собственных нужд блока имеется возможность снизить уровень потерь собственных нужд и повысить КПД станции за счет снижения частоты вращения и потребления мощности на частичных уровнях мощности блока. В переходных режимах задачей регулируемого электропривода является снижение тепловых и гидравлических ударов в оборудовании и создание условий,

способствующих развитию естественной циркуляции теплоносителя в главных контурах.

Проблема возникновения термических напряжений в металлоконструкциях в стационарных и особенно в нестационарных режимах наиболее актуальна для быстрых реакторов. Это обусловлено высокой энергонапряженностью активной зоны и более высоким уровнем перепадов температур в теплопередающих поверхностях, а также использованием более высокотемпературных нержавеющих конструкционных сталей со сравнительно низкой теплопроводностью и высоким коэффициентом термического расширения.

Анализ режимов работы систем регулирования расхода первого и второго контуров блоков типа БН показывает, что ГЦН-1 и ГЦН-2 весьма активно маневрируют во всех переходных и стационарных режимах блока. Изменение частоты вращения ГЦН происходит плавно с минимально установленными ступенями и определенной выдержкой по времени, необходимой для ограничения колебаний температуры в теплонапряженных узлах и теплообменного оборудования, а также влияния параллельно работающих насосов друг на друга. Изменения частоты вращения ГЦН-1 и ГЦН-2 зависят от режимов их работы и происходят в соответствии со статическими характеристиками реакторной установки (РУ).

Диапазон регулирования частоты вращения ГЦН-1 и ГЦН-2 составляет 1:4, при этом минимальная частота вращения определена условиями работы гидростатического подшипника насосов.

Наличие возможности плавно подрегулировать расход теплоносителя индивидуально в каждой петле позволяет устранить нежелательный перекоп гидравлического сопротивления по петлям за счет конструктивной несимметрии петель теплообмена реактора, а также поддерживать оптимальные энергетические параметры турбин.

Имея возможность плавно регулировать расход теплоносителя главных контуров, мощность реактора, расход питательной воды, поданной на парогенератор, можно плавно с соблюдением заданных ограничительных градиентов поднимать температуры теплоносителей, выдерживая при этом оптимальные для турбины параметры пара.

Степень участия систем регулирования оборотов ГЦН в режимах реактора иллюстрируется на основных режимах установки типа БН:

**Пуск установки** (вывод на мощность), нормальное маневрирование и плановый останов установки.

Пуск реактора до минимально-контролируемого уровня производится системой управления и защиты реактора при постоянном расходе ГЦН-1 и ГЦН-2.

Подъем мощности сопровождается повышением температуры натрия на выходе из реактора при пропорциональном увеличении расхода питательной воды. При этом температура натрия на выходе из парогенераторов поддерживается постоянной.

Частота вращения ГЦН-1 и ГЦН-2 сначала устанавливается минимальной, затем ступенчато или плавно поднимается с плавным подъемом мощности реактора  $N$  и соответствующим пропорциональным повышением расхода питательной воды  $D_{пв}$ .

Плановый останов осуществляется в обратном порядке.

**Режимы срабатывания аварийной защиты (АЗ)** предусматриваются для вывода установки из работы в аварийных ситуациях, требующих максимальной скорости снижения мощности реактора. При появлении соответствующих аварийных ситуаций формируется сигнал АЗ, в соответствии с которым

- глушится мощность реактора с помощью системы управления и защиты (СУЗ);

- ГЦН-1 и ГЦН-2 переводятся с исходных частот вращения на пониженные;
- запускаются дизельгенераторы – автономные источники питания неотключаемых ответственных потребителей.

Температура теплоносителя второго контура на выходе из парогенератора поддерживается постоянной за счет соответствующего изменения расхода питательной воды.

Производится расхолаживание установки.

**Режим предупредительной защиты (ПЗ) «отключение петли теплообмена»** предусматривается при возникновении различных аварийных ситуаций: в случаях необходимости отключения ГЦН-1 или ГЦН-2 по срабатыванию собственных защит; при течах в парогенераторах или трубопроводах второго контура; при прекращении подачи питательной воды в парогенераторы одной петли и др.

Подключение петли при работе установки на мощности возможно только при плавном регулировании частот вращения ГЦН-1 и ГЦН-2. Регулирование необходимо для обеспечения минимальных температурных разбалансов между петлями, наименьших отклонений температур в теплообменном оборудовании РУ и наименьшей разницы температур в напорной камере реактора из-за разнотемпературного натрия, поступающего со стороны работающих и подключаемой петель.

**Режим «потеря системного электроснабжения».** При обесточивании установки, работающей на мощности, по аварийному сигналу производится перевод реактора в подкритическое состояние, снижение на пониженные частоты вращения ГЦН-1 и ГЦН-2 по кривым свободного выбега. Предусмотрено использование энергии выбегающих турбогенераторов блока совместно с ГЦН-1 и ГЦН-2 и всех ПЭН. Это означает, что в течение нескольких минут как ГЦН, так и ПЭН не отключаются от генераторов, и их частоты вращения поддерживаются в соответствии с проектным алгоритмом. Далее происходит их механический выбег. В это время запускаются аварийные источники – дизельгенераторы, которые обеспечивают энергоснабжение ГЦН-1 и ГЦН-2 и аварийных ПЭН.

**Режим перегрузки.** Расхолаживание реактора при перегрузке активной зоны осуществляется с помощью ГЦН-1 и ГЦН-2, включенных на минимальные частоты вращения. В зависимости от периода времени, прошедшего после останова реактора, в отводе остаточного тепловыделения участвует от трех до одной петель циркуляции.

Однако не следует считать, что замена нерегулируемого электропривода приводом с плавным регулированием частоты вращения является простой, не требующей всесторонней оценки задачей.

Весьма затруднительно однозначно получить решение о необходимости применения плавного регулирования расхода теплоносителя главных контуров без качественной оценки алгоритмов проведения режимов работы установки и без расчетов этих режимов с оценкой температурных полей в наиболее ответственных и напряженных узлах установки.

Ввиду значительной энергонапряженности и необходимости безусловной повышенной надежности современных реакторов большой мощности уделяется повышенное внимание расчету динамики таких установок. Существуют разработанные математические модели и реализующие их расчетные программы, которые могут быть использованы для решения поставленного вопроса о способе регулирования расхода теплоносителя путем исследования температурных полей и напряженных состояний в узлах установки [2, 3].

## МАТЕМАТИЧЕСКИЕ МОДЕЛИ

**Расчет гидродинамики.** Математическая модель РУ условно представлена двумя петлями теплообмена для описания несимметричного прохождения переходных процессов. Перечень моделируемого оборудования включает в себя основные элементы и системы первого, второго и третьего контуров установки, определяющие протекание переходных процессов в данном расчетном анализе.

Гидравлика контуров описана с учетом движущих напоров естественной циркуляции и возможности изменения направления движения теплоносителей.

При математическом моделировании гидродинамики контуров были сделаны основные предположения:

- система циркуляции теплоносителя в первом контуре представлена двумя петлями с насосами, подсоединенными к общему участку (реактор);
- распределение расходов по радиусу в реакторе не учитывается;
- общий участок (реактор) представлен в виде двух каналов – активной зоны (АЗ) и бокового экрана (БЭ), связанных по входам и выходам (рис. 1а);
- перемешивание теплоносителя в напорной камере и в верхней камере смешения реактора принято идеальным; поток теплоносителя является одномерным, а теплоноситель несжимаемым;
- учитывается гидравлическое сопротивление остановленных насосов, сопротивление реактора при малых расходах описывается линейной зависимостью;
- напоры насосов описываются комплектной характеристикой;
- изменение во времени гидравлического сопротивления переключаемой запорной арматуры учитывается путем задания табличной функции гидравлического сопротивления от времени.

Расчетное обоснование эксплуатационных характеристик и безопасности реакторных установок с быстрыми реакторами проводится, в том числе в режимах с использованием системы аварийного расхолаживания вспомогательного теплообменника (ВТО), встроенного во второй контур (рис. 1б).

Гидравлика контуров описывается следующими системами дифференциальных уравнений.

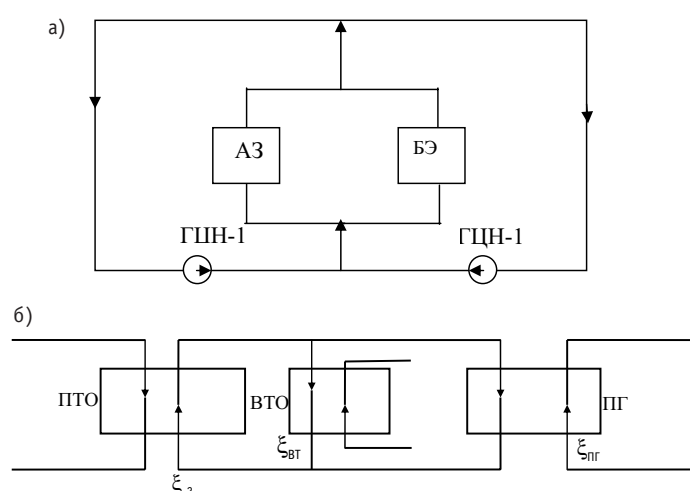


Рис. 1. Расчетные схемы гидравлики первого (а) и второго (б) контуров: АЗ – активная зона; БЭ – боковой экран; ПТО – промежуточный теплообменник; ВТО – вспомогательный теплообменник; ПГ – парогенератор

### Модель гидравлики первого контура

$$\begin{aligned} \tau_{a.з.} \dot{\xi}_{a.з.} + \tau_1 \dot{\xi}_1 &= H_1 \\ \tau_{a.з.} \dot{\xi}_{a.з.} + \tau_2 \dot{\xi}_2 &= H_2 \\ G_{a.з.}^0 \dot{\xi}_{a.з.} + G_{б.з.}^0 \dot{\xi}_{б.з.} &= \sum_{i=1}^2 (\xi_i \cdot G_i^0) \\ \tau_{a.з.} \dot{\xi}_{a.з.} - \tau_{б.з.} \dot{\xi}_{б.з.} &= H_{a.з.-б.з.} \end{aligned} \quad \begin{aligned} \xi &= \frac{G}{G_0} \\ \tau &= \left( \frac{G_0}{g} \sum_i \frac{L_i}{S_i} \right) \\ H_i &= H_{наси} + H_{ЕЦi} - \Delta p_i \\ H_{ЕЦi} &= \sum_j (\gamma h)_j \\ H_{наси} &= H_{наси}^0 \cdot f(\xi_i, \psi_i) \end{aligned}$$

(индекс обозначает номер петли).

### Модель гидравлики второго контура

$$\begin{aligned} \tau_1 \dot{\xi}_2 + \tau_2 \dot{\xi}_{ПГ} &= H_{2-ПГ} \\ \tau_1 \dot{\xi}_2 + \tau_3 \dot{\xi}_{ВТ} &= H_{2-ВТ} \\ \xi_2 &= \xi_{ВТ} + \xi_{ПГ} \\ \xi_i &= \frac{G_i}{G_{2,0}} \end{aligned} \quad \begin{aligned} \tau &= \left( \frac{G_{2,0}}{g} \sum_j \frac{L_j}{S_j} \right) \\ H_{2-i} &= H_{нас2} + H_{ЕЦ2-i} - \Delta p_i \\ \Delta p_i &= \varphi_1 \xi_2 / \xi_2 + \varphi_i \xi_i / \xi_i / \\ H_{ЕЦ2-i} &= \sum_j (\gamma h)_j \\ H_{нас2} &= H_{нас2}^0 \cdot f(\xi_2, \psi_2) \end{aligned}$$

(индекс  $i$  относится к трассе ВТО или ПГ)

где  $\psi_1 = \frac{\omega_{1нас}}{\omega_{1,0нас}}$ ,  $\psi_2 = \frac{\omega_{2нас}}{\omega_{2,0нас}}$  – частоты вращения ГЦН-1 и ГЦН-2 в относительных единицах;

$\omega_{1нас}$ ,  $\omega_{2нас}$  – частоты вращения насосов в петлях 1 и 2 контуров;

$L_i$ ,  $S_i$  – длина и сечение  $i$ -го участка трассы;

$G_0$ ,  $\xi$  – номинальный и относительный расход теплоносителя соответственно;

$H_{1,2} = H_{нас1,2} + H_{ЕЦ1,2} - \Delta P_{1,2}$ ;  $H_{a.з.-б.з.} = H_{ЕЦ1,2}^{a.з.-б.з.} - \Delta P_{a.з.} + \Delta P_{б.з.}$ ;

$\Delta P_{1,2}$  – сопротивление трассы первой и второй петель с учетом сопротивления обратного клапана в ГЦН первой и второй петель (индекс «нас» обозначает насос; индекс ЕЦ – обозначает «естественная циркуляция»);

$g$  – ускорение свободного падения;

$\gamma$  – плотность теплоносителя;

$h_j$  – высоты участков разбиения контура циркуляции;

$f(\xi_i, \psi_i)$ ,  $f(\xi_2, \psi_2)$  – комплектная характеристика ГЦН-1 и ГЦН-2;

$H_{наси}^0$  – номинальный напор насоса первого контура;

$\varphi_i$  – местные сопротивления трасс, включающих ПТО, ПГ и ВТО соответственно.

Скорость вращения ротора электропривода определяется из закона сохранения момента импульса, записанного в виде

$$J_{нас}^j \frac{d\omega_n^j}{dt} = M_j^{ДВ} - M_{нас}^j - M_{ПОТ}^j,$$

где  $j$  – индекс электродвигателя;  $J_{нас}^j$  – суммарный механический момент инерции ротора электродвигателя и рабочего колеса насоса, навешенного на вал ротора электродвигателя;  $\omega_n^j$  – частота вращения ротора электродвигателя;

$M_j^{ДВ}$ ,  $M_{нас}^j$  – моменты сил, развиваемые электродвигателем и рабочим колесом на-

соса соответственно;  $M_{\text{пот}}^j$  – момент сил трения в подшипниках и уплотнениях электродвигателя и навешенного на его вал оборудования.

**Теплогидравлическая модель активной зоны** представлена в виде трех расчетных каналов: один моделирует усредненную ТВС, другой – максимально напряженную ячейку, третий – ТВС бокового экрана.

При математическом моделировании были приняты основные допущения:

- математическая модель для всех каналов одинаковая;
- теплоноситель несжимаем;
- твэл трехслойный (наружный слой – оболочка, промежуточный – газовый зазор, внутренний – топливо);
- перетечка тепла во внутреннюю полость топливного стержня отсутствует;
- тепловыделение сосредоточенно в топливе (в оболочке и газовом зазоре оно отсутствует);
- предполагается, что газовый зазор не имеет массы, а имеет только термическое сопротивление (температурная зависимость термического сопротивления зазора между топливом и оболочкой твэла при этом не учитывается);
- осевые перетечки тепла во всех слоях твэла и в теплоносителе не учитываются;
- распределение температуры по толщине оболочки линейное;
- гидродинамика представлена в одномерном приближении.

Для расчета нестационарного поля температур цилиндрического твэла с принадлежащей ему долей теплоносителя решают уравнения в частных производных: для топливного стержня; для оболочки; для теплоносителя; граничные условия; начальные условия.

Замыкающие соотношения записываются для границ топливо-оболочка, оболочка-теплоноситель.

Теплопередача между натрием и оболочкой рассчитывается с использованием свойств натрия и значений соответствующих коэффициентов теплопередачи. Учитывается изменение температуры по толщине оболочки, обусловленное теплопроводностью. Учитывается наличие зазора между топливом и оболочкой. При расчете температуры топлива учитываются изменения его теплофизических свойств, в том числе теплопроводности.

В программе предусмотрен расчет максимальной температуры оболочки твэлов с учетом факторов перегрева.

**Промежуточный теплообменник.** Основные допущения:

- ПТО представлен одной эквивалентной теплообменной трубкой;
- теплоноситель несжимаем;
- осевые перетечки тепла в теплоносителе не учитываются.

Нестационарное температурное поле в теплообменнике с цилиндрической стенкой описывается системой трех уравнений энергии в частных производных: для первого теплоносителя, движущегося внутри трубы; для цилиндрической стенки; для второго теплоносителя, омывающего трубку; граничные условия. Учитывается зависимость теплоемкости и удельного веса натрия от температуры.

Математическая модель динамики теплообмена в ВТО аналогична математической модели ПТО без учета теплообмена с окружающей средой.

**Парогенератор.** Математическое описание динамики парогенератора получено для противоточного течения сред. Закон сохранения массы и закон сохранения энергии представлены в частных производных.

В программе относительно подробно учитываются основные режимы теплопередачи (участки подогрева, поверхностного и пузырькового кипения, ухудшенного

теплообмена и перегревателный). Формулы для расчета коэффициентов теплопередачи записаны в соответствии со статическими расчетами.

### АНАЛИЗ РЕЖИМОВ С РЕГУЛИРОВАНИЕМ ЧАСТОТ ВРАЩЕНИЯ ГЦН

Рассмотрим отдельные режимы работы установки, в которых наиболее эффективно наличие системы плавного регулирования расхода теплоносителя главных контуров (ГЦН-1, ГЦН-2).

#### Режимы снижения и подъема мощности РУ

Рассмотрены два варианта режима нормального маневрирования (снижения и подъема мощности): с плавным регулированием частот вращения насосов первого и второго контуров и при ступенчатом изменении частот вращения. Результаты с иллюстрацией разницы между вариантами приведены на рис. 2. Из графиков видно, что при плавном регулировании отклонения температур в активной зоне существенно меньше, чем при ступенчатом изменении частот вращения ГЦН первого и второго контуров.

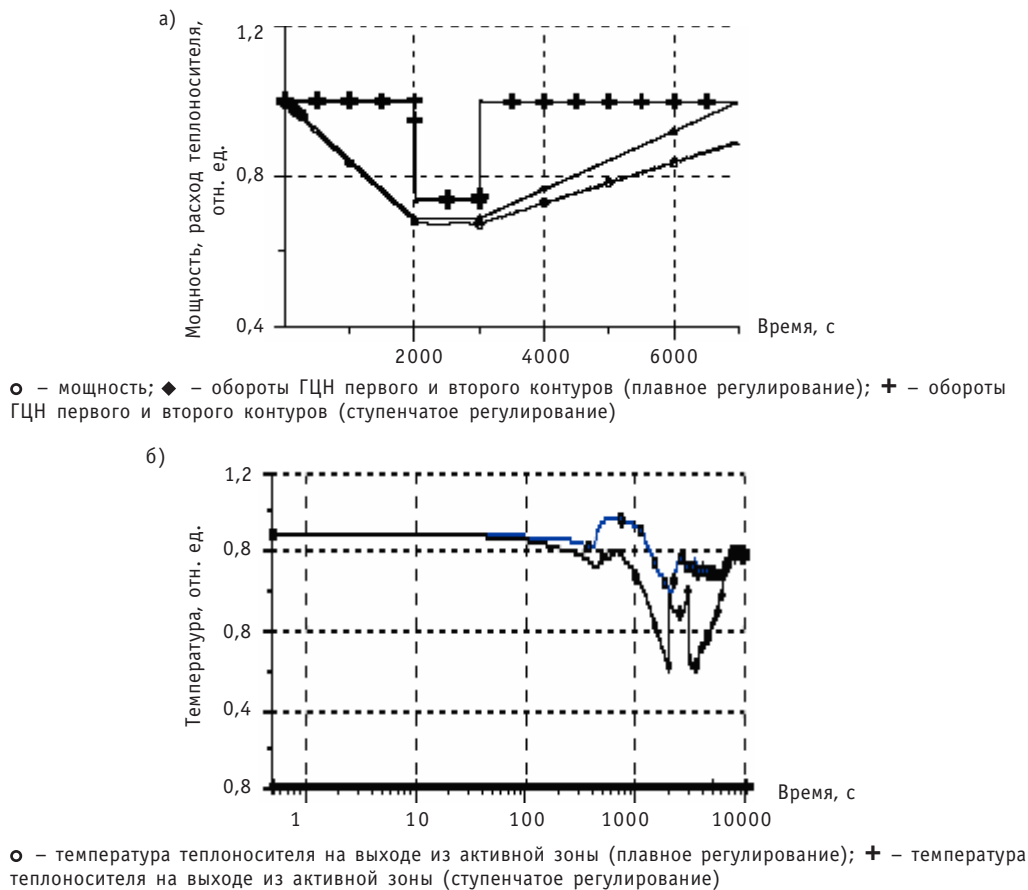


Рис. 2. Режимы снижения и подъема мощности РУ при плавном и ступенчатом регулировании расхода теплоносителя

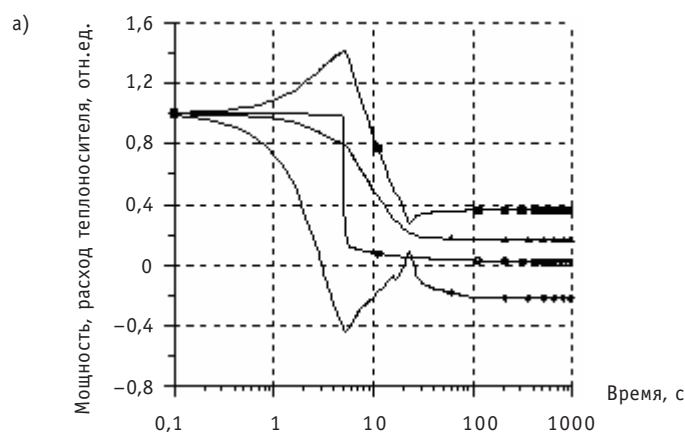
#### Срабатывание АЗ по сигналу повышения отношения мощности реактора к расходу теплоносителя через него

В качестве исходного события для расчетов было выбрано событие, приводящее к максимальным отклонениям параметров РУ в переходном процессе, – отключение одного из трех ГЦН первого контура с отказом формирования сигнала

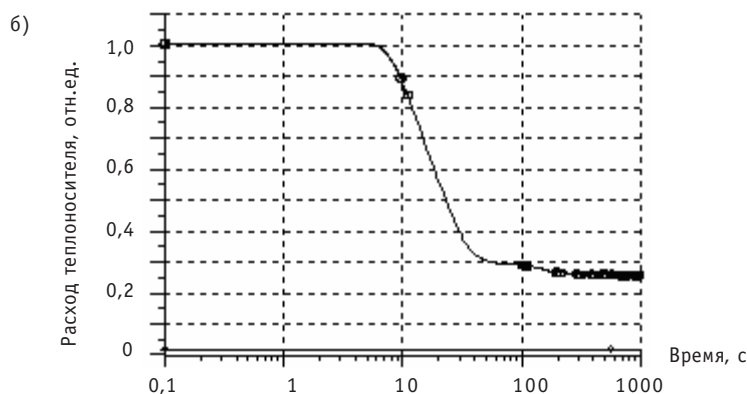


«отключение одной из трех работающих петель» при работе реактора на 100%  $N_{\text{ном}}$ . Отключение насоса приводит к уменьшению расхода натрия через реактор, а поскольку в данном случае мощность, поддерживаемая регулятором, остается на номинальном уровне, происходит формирование сигнала повышения отношения  $N/G$ .

Результаты расчета изменений основных параметров РУ в данном режиме приведены на рис. 3. Согласно выполненным расчетам, сигнал повышения отношения мощности реактора к расходу теплоносителя через него формируется в данном случае с задержкой по времени от начала переходного процесса.



○ – мощность; Δ – расход натрия через активную зону; ■ – расход натрия первого контура через промежуточные теплообменники нормально работающих петель; ◆ – расход натрия первого контура через промежуточный теплообменник аварийной петли



○ – расход теплоносителя второго контура через промежуточные теплообменники; □ – расход теплоносителя второго контура через парогенераторы; ◆ – расход теплоносителя второго контура через воздушные теплообменники

Рис. 3. Режим аварийной защиты по сигналу повышения отношения  $N/G$

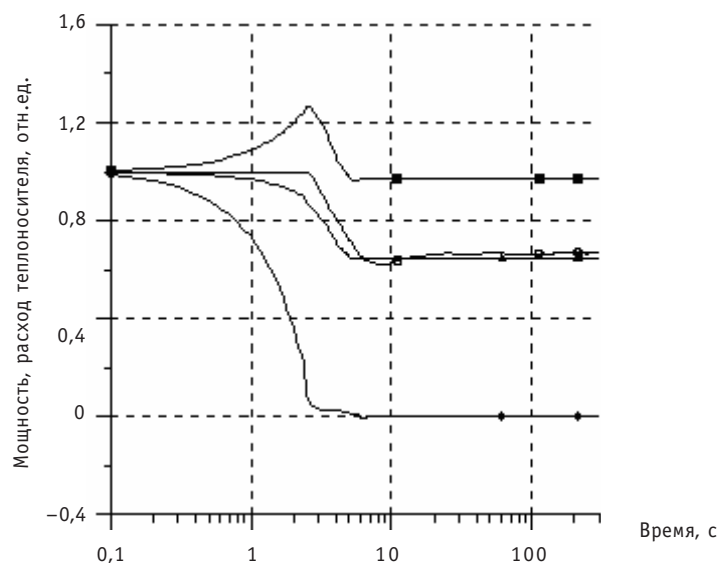
Из приведенных на рис. 3 графиков видно, что в результате ввода отрицательной реактивности от стержней мощность реактора с номинального уровня снижается до уровня остаточных тепловыделений. После отключения ГЦН-1 расход в петле быстро уменьшается вплоть до опрокидывания (см. рис. 3а). Во время отработки системой управления ГЦН первого контура сигнала АЗ расход в аварийной петле увеличивается, затем вновь опрокидывается и устанавливается на заданном уровне. Расход натрия в оставшихся в работе петлях из-за уменьшения гидравлического сопротивления трассы возрастает в первые секунды переходного процесса.

са. После перевода ГЦН-1 на пониженные обороты расход теплоносителя в этих петлях устанавливается равным номинальному для каждой петли.

Расходы теплоносителя второго контура через промежуточные теплообменники и ПГ при переходе ГЦН-2 на пониженные обороты также устанавливаются равными заданному (см. рис. 3б).

### Срабатывание ПЗ по сигналу «отключение одной из трех работающих петель»

Изменение расходов при срабатывании ПЗ по сигналу «Отключение одной из трех работающих петель» при автоматической остановке ГЦН-1 приведены на рис. 4.



○ – мощность; Δ – расход натрия через активную зону; ■ – расход натрия первого контура через промежуточные теплообменники нормально работающих петель; ◆ – расход натрия первого контура через промежуточный теплообменник аварийной петли

Рис. 4. Режим ПЗ по сигналу «Отключение одной из трех работающих петель»

Согласно выполненным расчетам, сигнал, требующий остановки ГЦН-1, сформировался в данном случае с задержкой.

Из приведенных на рис. 4 графиков видно, что в результате отработки алгоритма ПЗ мощность реактора с номинального уровня снижается. После отключения ГЦН-1 и закрытия обратного клапана в аварийной петле расход в ней быстро уменьшается до нуля. Расход натрия в оставшихся в работе петлях из-за уменьшения гидравлического сопротивления трассы возрастает в первые секунды переходного процесса. После перевода ГЦН-1 на пониженные обороты расход теплоносителя в этих петлях восстанавливается.

Следует отметить, что приведенное в статье исследование целесообразности расхода теплоносителя главных контуров с плавно регулируемым электроприводами ГЦН в настоящее время в проектах обосновывается более углубленно, с привлечением высоких современных требований к материалам и их прочности в условиях предельных статических и циклических нагрузжений. Эти требования отражены в «Нормах расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭГ-7-002-86)».

На основании анализа режимов работы блока в основных и аварийных режимах могут быть разработаны и сформулированы технические требования к систе-

мам регулирования расхода теплоносителя, включая алгоритмы работ электроприводов ГЦН.

Плавно регулируемый электропривод для расхода теплоносителя главных контуров является одним из необходимых условий создания высокой технологии производства электроэнергии, особенно с учетом высокой энергонапряженности узлов реакторов на быстрых нейтронах, наличия целого ряда дополнительных преимуществ плавно регулируемого электропривода, его быстро прогрессирующего развития в мире и экономичность в условиях АЭС. Наличие плавного регулирования расхода существенно ускоряет первый пуск и освоение мощности блока, облегчает условия его эксплуатации.

Возможность плавного регулирования расхода может быть использована как в статических, так и динамических режимах, в том числе для

- поддержания параметров скользящего пара и получения высоких энергетических параметров турбины;
- выравнивания расходов по петлям с целью устранения конструктивной несимметрии петель теплообмена, иначе требуется установка дросселирующих устройств в петлях второго контура для выравнивания гидравлических сопротивлений и выходных температур;
- поддержания в допустимых пределах разности температур теплоносителя по петлям на входе в напорный коллектор реактора и для поддержания оптимальных параметров пара при отключении секций парогенератора;
- исключения работы на частотах, вызывающих вибрацию оборудования вследствие резонансов;
- выполнения целей поддержания различных технологических параметров, способствующих, например, развитию естественной циркуляции, снижению термических ударных нагрузок в режимах расхолаживания, аварийных режимах, когда электропривод включен в состав АСУ ТП всего блока [4].

Наконец, введение плавного регулирования позволяет сократить время простоя и упростить алгоритм ввода отключенной петли, так как для ввода петли останова всей установки в этом случае не требуется и осуществляется при работающих на мощности неотключенных петлях. Это позволяет считать такой режим ввода петли более экономичным и с точки зрения термоциклики более мягким.

### **Литература**

1. Анишев Е.Ю. Техничко-экономические аспекты внедрения регулируемых электроприводов главных циркуляционных насосов атомных электростанций/Сб. докладов научно-технической международной конференции «Безопасность, эффективная экономика» (МНТК-2008). – М., 2008. – С. 606.
2. Кузнецов И.А. Аварийные и переходные процессы в быстрых реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1987.
3. Митенков Ф.М., Багдасаров Ю.Е., Букша Ю.К., Востоков В.С., Горбунов В.С., Заец Н.П., Самойлов О.Б., Кузнецов Н.А., Козырев В.Д., Ашурко Ю.М., Шейкман А.Г. Инженерные методы анализа режимов с естественной циркуляцией в установках типа БН// Атомная энергия. – 1987. – Т. 62. – Вып. 3.
4. Востоков В.С., Горбунов В.С., Заец Н.П., Тихановский В.В., Анишев Е.Ю. Способ аварийного расхолаживания многопетлевой установки с ядерным реактором и ядерная энергетическая установка. А.С. № 1816146, Б.И. № 22, 1996.

Поступила в редакцию 5.05.2010

## ПАРАМЕТРЫ КОЛЕБАНИЙ РАБОЧЕГО ТЕЛА ПРИ ИМПУЛЬСНЫХ ВОЗМУЩЕНИЯХ ПО ДАВЛЕНИЮ ВО ВТОРОМ КОНТУРЕ АЭС С ВВЭР-1000

**Р.О. Катереев, К.Н. Проскуряков**

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



Разработана методика расчета колебаний рабочего тела при импульсных возмущениях по давлению и частоты собственных колебаний давления рабочего тела. Приведены результаты расчета частоты собственных колебаний рабочего тела в оборудовании второго контура АЭС с ВВЭР-1000, добротностей колебательных контуров, коэффициентов затухания колебаний в этих контурах, а также динамических нагрузок на пароприемный лист, возникающих в результате срабатывания стопорного клапана турбины. Полученные данные определяют характер и количественные зависимости динамических непроектных нагрузок на элементы конструкции оборудования. Результаты исследования могут быть использованы при проектировании и эксплуатации АЭС с ВВЭР-1000 и предназначены для уточнения оценок остаточного ресурса, а также для увеличения проектного ресурса оборудования.

**Ключевые слова:** акустические колебания, парогенератор, гидравлический удар, затухание, нагрузки, клапан.

**Key words:** acoustical oscillation, steam generator, hydraulic shock, attenuation, loading, valve.

Гидравлический контур парогенераторной установки представляет собой многоэлементную совокупность участков трубопроводов и технологических аппаратов. Передаваемая от рабочего тела к конструктивным элементам энергия частично переходит в механическую энергию, вызывающую появление динамических усилий, которые имеют такой же периодический характер, как и создающий их пульсирующий поток. В результате такого взаимодействия возникают вибрации конструктивных элементов (трубопроводов и технологического оборудования), которые могут привести к разрушениям. В ряде случаев вибрации могут явиться причиной аварий. Не случайно снятие вибрационных, а в последнее время и виброакустических характеристик оборудования предусматривается программами пусконаладочных работ на атомных электростанциях.

Как любой конструктивный элемент, обладающий массой и упругостью, рабочее тело имеет собственные частоты колебаний, которые могут резонировать с источниками возмущений. При совпадении частот амплитуды колебаний достигают наибольших значений.

---

© Р.О. Катереев, К.Н. Проскуряков, 2010

Теоретический анализ динамических процессов удобнее проводить на языке электрических цепей, пользуясь эквивалентными схемами замещения [1–3].

Ряд соответствий между гидродинамическими и электрическими величинами представлен в табл. 1.

Определение основных характеристик акустических колебаний в гидравлическом контуре проведено по разработанной методике [4]. Ниже приведены резуль-

Таблица 1

**Электроакустические аналоги**

Акустическая система		Электрическая система	
Параметр	Обозначение	Параметр	Обозначение
Перепад давления, Н/м <sup>2</sup>	$\Delta p$	Напряжение, В	$u$
Объемный расход, м <sup>3</sup> /с	$W$	Ток, А	$i$
Акустическая податливость, м <sup>3</sup> с <sup>2</sup> /кг	$C_a$	Емкость, Ф	$C$
Акустическая масса, кг/м <sup>4</sup>	$m_a$	Индуктивность, Генри	$L$
Активное сопротивление, кг/с м <sup>4</sup>	$R_a$	Активное сопротивление, Ом	$R$
Дифференциальное сопротивление, кг/с м <sup>4</sup>	$R_d$	Дифференциальное сопротивление, Ом	$R_d$

таты расчета акустических характеристик ( $Q$  – добротности колебательного контура,  $d$  – коэффициента затухания колебаний, амплитуды ударной волны на расстоянии  $x$  от стопорного клапана турбины (СКТ) гидравлического контура, расположенного от питательного насоса до стопорного клапана турбины. По определению добротность – отношение активной и реактивной мощностей (или сопротивлений):

$$Q = \frac{|N_x|}{N} = \frac{|x|}{r}, \quad (1)$$

здесь  $N_x$  – реактивная мощность;  $N$  – активная мощность;  $x$  – реактивное сопротивление;  $r$  – активное сопротивление.

В нашем случае

$$r = \frac{\Delta P}{W}, \quad x = \sqrt{\frac{m_a}{C_a}}, \quad (2)$$

где  $\Delta P$  – перепад давления в контуре,  $W$  – объемный расход рабочего тела. Расчет добротности колебательного контура теплоносителя  $Q$  производится по следующей формуле [6]:

$$Q = \frac{1}{r} \cdot \sqrt{\frac{m_a}{C_a}} = \frac{\rho \cdot a \cdot W}{S \cdot \Delta P}, \quad (3)$$

где  $\rho$  – плотность теплоносителя;  $a$  – скорость звука в потоке теплоносителя;  $W$  – объемная скорость теплоносителя;  $S$  – площадь поперечного сечения участка.

По определению  $d=1/Q$ :

$$d = r \cdot \sqrt{\frac{c_a}{m_a}}. \quad (4)$$

Закон убывания амплитуды давления упругих волн описывается следующим уравнением [1]:

$$\Delta P(x) = \Delta P_0 \cdot e^{-\alpha x}, \quad (5)$$

где  $\alpha$  – коэффициент затухания упругих волн.

Коэффициент  $\alpha$  можно найти из соотношения [1]

$$Q = \frac{\omega}{2a\alpha}, \quad (6)$$

где  $a$  – скорость звука;  $\omega$  – круговая частота колебаний;  $X$  – расстояние от стопорного клапана до рассматриваемого сечения трубопровода.

:

$$\omega = \frac{1}{\sqrt{m_a c_a}}. \quad (7)$$

Акустическая модель рабочего тела для оборудования второго контура представлена на рис. 1. В рассматриваемой схеме можно выделить следующие характерные акустические объекты: 1 – участок от главного насоса до парогенератора (ПГ), 2 – водяное пространство в объеме ПГ, 3 – пароводяное пространство в объеме ПГ, 4 – паровое пространство в объеме ПГ, 5 – паропровод.

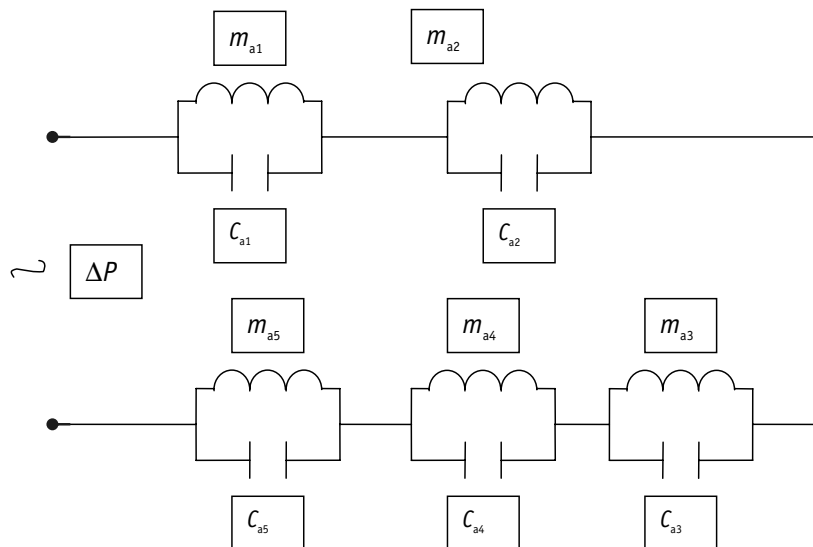


Рис. 1. Акустическая схема контура от питательного насоса до СКТ

Расчет акустической массы и акустической податливости проведен по методике [3]:

- для однофазной среды

$$c_{a_i} = \frac{f_i \cdot l_i}{\rho_i a_i^2}, \quad (8)$$

$$f_i = \frac{\pi d_i^2}{4}, \quad (9)$$

$$m_{a_i} = \frac{\rho_i l_i}{f_i}; \quad (10)$$

- для двухфазной среды

$$m_{a_i} = \frac{\rho_i'' l_i}{\left[ x_i + (1-x_i) \cdot \frac{\rho_i''}{\rho_i'} \right] \cdot f_i}. \quad (11)$$

здесь  $f_i$  – площадь проходного сечения  $i$ -го участка;  $\rho'$  – плотность воды на линии насыщения на  $i$ -ом участке;  $\rho''$  – плотность пара на линии насыщения на  $i$ -ом участке;  $l_i$  – длина  $i$ -го участка;  $x$  – массовое паросодержание.  $C_a$  для двухфазной среды рассчитывается по формуле (8).

Как любой механический элемент, обладающий массой и упругостью и соответствующей им частотой собственных колебаний, рабочее тело в рассматриваемых объектах также имеет акустическую массу, акустическую податливость и частоту собственных (резонансных) колебаний:

$$\omega_0 = \frac{1}{\sqrt{m_a C_a}}. \quad (12)$$

Круговой частоте  $\omega_0$  соответствует линейная:

$$f_0 = \frac{\omega_0}{2\pi} = \frac{1}{2\pi \cdot \sqrt{m_a C_a}}. \quad (13)$$

В настоящее время планируется увеличение срока эксплуатации парогенераторов с 30-ти до 60-ти лет и работа АЭС в маневренных режимах. Понятно, что в условиях увеличения суммарной продолжительности работы оборудования в переходных режимах необходимо учитывать возникновение дополнительных динамических нагрузок.

В новых проектах парогенераторов ПГВ-1000М (ПГВ-1000М (В), ПГВ-1000МК)

Замена жалюзийного сепаратора  
пароприемным листом

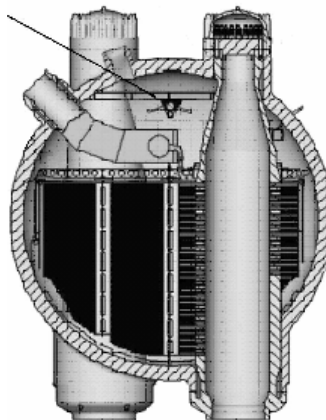


Рис. 2. Парогенератор ПГВ-1000

используется сепарационная схема, в которой для выравнивания паровой нагрузки зеркала испарения используется погруженный дырчатый лист (ПДЛ), а вместо жалюзийного сепаратора устанавливается пароприемный лист (ППЛ). Расположение ППЛ в ПГВ-1000М показано на рис. 2.



Таблица 2

**Геометрические параметры расчетных участков**

№ участка	1	2	3	4	5
Длина, м	50	0.1	2.03	1.72	125
Площадь сечения, м <sup>2</sup>	0.19	58.12	39.83	58.12	0.264

Таблица 3

**Результаты расчета  $m_a$ ,  $C_a$  и  $f_0$  для расчетных участков**

№ участка	Средняя температура, t°С	Среднее давление p, МПа	Скорость звука a, м/с	Массовое паросодержание x	Плотность $\rho$ , кг/м <sup>3</sup>	Акустическая масса $m_a$ , кг/м <sup>4</sup>	Акустическая податливость $C_a$ , м <sup>4</sup> с <sup>2</sup> /кг	Частота колебаний $f_0$ , Гц
1	194	9.7	1379	–	877	$2.23 \cdot 10^5$	$5.8 \cdot 10^{-9}$	4.4
2	279	6.4	1016	–	751	1.2	$7.5 \cdot 10^{-9}$	$1.6 \cdot 10^3$
3	279	6.4	1001	0.028	731	23.7	$1.1 \cdot 10^{-7}$	98.4
4	278	6.3	492	0.998	34	0.9	$1.2 \cdot 10^{-5}$	46.6
5	277	6.1	493	0.998	32	$1.49 \cdot 10^4$	$4.1 \cdot 10^{-6}$	0.6

Необходимо отметить отсутствие в научно-технической литературе сведений об ударных нагрузках на ППЛ при закрытии стопорных клапанов турбины (СКТ). Такой режим в эксплуатации повторяется неоднократно. Для оценки ударных нагрузок на ППЛ при срабатывании СКТ разработана методика расчета.

В таблице 2 приведены геометрические параметры расчетных участков, в табл. 3 – рассчитанные значения  $f_0$  соответствующих участков контура.

Таблица 4

**Результаты расчета  $m_a$ ,  $C_a$  и  $f_0$  для комбинированных контуров**

Участки, образующие контур	$m_a$ , кг/м <sup>4</sup>	$C_a$ , м <sup>4</sup> с <sup>2</sup> /кг	$f_0$ , Гц
1+2+3+4+5	$2.38 \cdot 10^5$	$1.64 \cdot 10^{-5}$	0.08
1+2+3+4	$2.23 \cdot 10^5$	$1.23 \cdot 10^{-5}$	0.09
2+3+4	25.93	$1.23 \cdot 10^{-5}$	8.92
2+3+4+5	$1.50 \cdot 10^4$	$1.64 \cdot 10^{-5}$	0.32
4+5	$1.50 \cdot 10^4$	$1.63 \cdot 10^{-5}$	0.32

Таблица 5

**Добротность и коэффициент затухания в контурах**

Контур	Q	d
1	1.93	0.52
2+3+4	0.09	10.50
5	2.70	0.37

Таблица 6

**Сила ударов по ППЛ**

№ удара	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
Время удара с момента закрытия клапана, с	0.25	0.76	1.27	1.77	2.28	2.79	3.29	3.80	4.31	4.82
Сила удара, кПа	616.6	442.4	289.4	198.3	135.3	93	63.7	43.7	29.9	20.5

Также сделаны расчетные оценки  $m_a$ ,  $C_a$  и  $f_0$  для комбинированных контуров, результаты которых приведены в таблице 4.

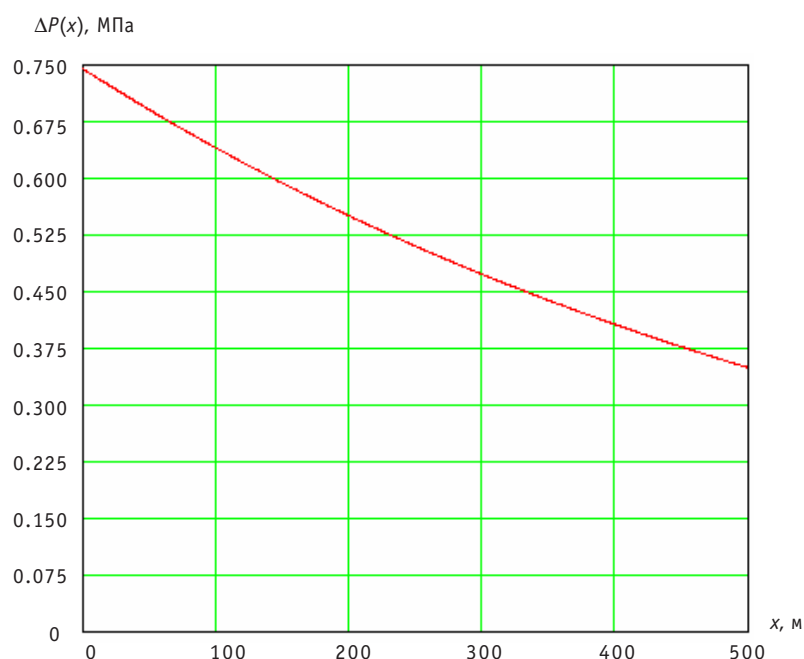


Рис. 3. Затухание колебаний по давлению в паропроводе

Результаты расчета добротности и коэффициента затухания в рассматриваемых контурах приведены в табл. 5, в табл. 6 – расчетные оценки силы гидравлических ударов на ППЛ.

На рисунке 3 показана зависимость величины амплитуды ударной волны от расстояния  $x$  до СКТ в случае его мгновенного закрытия.

Гидравлический удар по стопорному клапану рассчитан по формуле Жуковского [5]

$$\Delta P = \rho(v_0 - v_1) \cdot a, \quad (14)$$

где  $v_0$  – скорость пара до закрытия клапана;  $v_1$  – скорость пара после закрытия СКТ. При  $v_0 \approx 45.7$  м/с и  $v_1$  равной нулю  $\Delta P = 745$  кПа. Рассмотрим колебательный процесс в контуре стопорный клапан-пароприемный лист парогенератора в предположении упругого отражения ударной волны от ППЛ. Неоднократно отражаясь последовательно от СКТ и ППЛ, волна будет затухать во времени. Оценочные расчеты десяти ударов по пароприемному листу сведены в табл. 6.

При срабатывании стопорного клапана турбины полное открытие клапана БРУ-А происходит за время порядка от 2 до 20 с. Таким образом, за первые две секунды влияние срабатывания БРУ-А не сказывается. В случае запаздывания срабаты-

вания БРУ-А на четыре секунды ППЛ испытает 8 затухающих во времени ударов.

Полученные данные определяют характер и количественные зависимости динамических непроектных нагрузок на элементы конструкции оборудования.

В отсутствие ППЛ эти нагрузки были бы восприняты непосредственно теплообменными трубами. В рассмотренном случае ударное воздействие снижается ввиду неполного прохождения ударной волны в направлении теплообменных труб. Поправка на наличие ослабленного ударного воздействия должна быть учтена при оценке остаточного ресурса теплообменных труб.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Использование нового метода определения добротности и коэффициента затухания позволяет определить характер динамических нагрузок на ППЛ ПГ, вызванных полным закрытием СКТ. Указанные динамические эффекты происходят в системах, состоящих из оборудования, проектируемого различными организациями (т.е. на стыке проектных решений, разрабатываемых различными организациями), и в силу этого не находят отражения в проектно-конструкторской документации второго контура АЭС. По этой причине выявленные динамические нагрузки являются непроектными и выявляются только при исследовании системных эффектов, как это показано выше.

Результаты исследования могут быть использованы при проектировании и эксплуатации АЭС с ВВЭР-1000 и предназначены для уточнения оценок остаточного ресурса, а также для увеличения проектного ресурса оборудования.

## **Литература**

1. Лепендин Л. Ф. Акустика. – М.: Высшая школа, 1978. – С. 448.
2. Атабеков Г. И. Теоретические основы электротехники. – М.: Энергия, 1978. – С. 592
3. Проскуряков К. Н. Теплогидравлическое возбуждение колебаний теплоносителя во внутрикорпусных устройствах ядерных энергетических установок. – М.: Изд. МЭИ, 1984. – С. 65.
4. Способ предотвращения резонансных вибраций твэлов и ТВС ВВЭР-1000/К. Н. Проскуряков, Ф. Н. Шакирзянов, В. В. Каратаев и др. // Научно-технический сборник «Вопросы атомной науки и техники». Сер. «Обеспечение безопасности АЭС». – Вып. 23. – 2008. – С. 18-25.
5. Жуковский Н. Е. О гидравлическом ударе в водопроводных трубах. – М.: Гостехиздат, 1949. – С. 103.

Поступила в редакцию 22.12.2009

## КОРРОЗИЯ НЕРЖАВЕЮЩИХ СТАЛЕЙ В РАСПЛАВАХ КИСЛОРОДСОДЕРЖАЩИХ СОЛЕЙ ПРИ ОТМЫВКЕ ОБОРУДОВАНИЯ ОТ НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

**В.С. Наумов**

*Филиал ФГУП «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», г. Обнинск*



Результаты исследований ИК- и КР-спектров растворов-расплавов эвтектических смесей хлоридов щелочных металлов с добавками нитрата и карбоната кальция (без добавления натрия) позволили зафиксировать колебания  $\text{NO}_3^-$  и  $\text{CO}_3^{2-}$ -групп симметрии  $D_{3h}$ . При введении металлического натрия в расплавы кислородсодержащих солей не отмечено характерных частот  $\text{NO}_2^-$ -группы или колебания  $\text{CO}_3^{2-}$  группы, что свидетельствует о полном окислении щелочного металла и восстановлении нитратной группы до диоксида азота, а в карбонатных солях – до диоксида углерода.

Получены результаты по удельной коррозии и скорости коррозии ряда конструкционных сталей, используемых для изготовления узлов оборудования быстрых реакторов, в расплавах и соответствующих твердых плавах солевых смесей. Максимальная скорость коррозии испытанных сталей не превышала 6 г/м<sup>2</sup>·ч. Все испытанные стали по результатам проведенных исследований можно отнести к группе стойких материалов.

**Ключевые слова:** окисление, жидкометаллический теплоноситель, коррозия сталей, ИК- и КР-спектры, колебания  $\text{NO}_3^-$ - и  $\text{CO}_3^{2-}$ -групп, расплавы солей.

**Key words:** oxidation, liquid metal coolant, steel corrosion, IR- and RS-spectra, oscillations of  $\text{NO}_3^-$  and  $\text{CO}_3^{2-}$ -groups, salt melts.

### ВВЕДЕНИЕ

Проблемы радиационно-безопасных условий эксплуатации и консервации реакторов с натриевым теплоносителем по окончании срока службы связаны с отмывкой оборудования от радиоактивного натрия и переработкой отходов теплоносителя для захоронения.

В настоящее время в реакторах на быстрых нейтронах топливные сборки и холодные ловушки примесей чаще отмывают от натриевого теплоносителя водно-вакуумным способом с порционной подачей воды в предварительно отвакуумированные емкости отмывки [1] или водяным туманом, этиловым спиртом, расплавленным свинцом, дистилляцией в вакууме и т.д. [2, 3]. Такие способы переработки радиоактивных отходов на растворами спиртов и щелочей создают большие

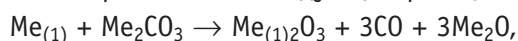
объемы отходов с высокой стоимостью обработки и захоронения. Сокращению объема таких отходов посвящены работы, в которых удаление радиоактивных веществ проводили низкотемпературными расплавами кислых фосфатов [4].

В ходе проведения поисковых работ по дезактивации образцов нержавеющей трубы пробоотборника первого контура БН реактора расплавами смесей хлоридов и нитратов щелочных и щелочноземельных металлов нами было показано, что они удаляют отходы жидкометаллического теплоносителя и 93–96% радионуклидов, не оказывая существенного коррозионного воздействия на сталь. Для систематического изучения коррозионного воздействия расплавленных солей на различные марки нержавеющей сталей был проведен отдельный цикл исследований на реальных образцах твэлов с применением двух методик: погружение образцов в солевой расплав с выдержкой в нем в течение 10–20 ч и заливка образцов солевым расплавом с последующей выдержкой в нем 30 сут при температуре 300°C.

В ходе работы исследовались спектроскопические свойства растворов-расплавов на основе эвтектических смесей хлоридов щелочных металлов с добавками нитрата и карбоната кальция, используемых для окисления металлического натрия, и проводились коррозионные испытания конструкционных сталей марок X18H10T, ЭИ-847, ЭП-172 и ЭП-450 в таких расплавах в жидкой солевой фазе и застывшем плаве. Использование нитратов и карбонатов щелочноземельных металлов было обусловлено тем, что нитраты и карбонаты щелочных металлов при высокой температуре легко разлагаются.

### ТЕОРЕТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ

Известно, что металлы корродируют в расплавах хлоридов щелочных металлов в отсутствие каких-либо посторонних окислителей, а в присутствии даже следов кислорода коррозия металлов резко возрастает [5, 6]. В основе коррозии лежат электрохимические процессы [7, 8], скорость которых контролируется диффузией окислителей к поверхности металла и продуктов коррозии в объем расплава, а процесс протекает в условиях, близких к термодинамическому равновесию [9–11]. Для хлоридных расплавов известно: чем выше активность металла и чем ниже ионизационный потенциал, тем выше скорость коррозии [5]. При этом коррозия компонентов металлов нержавеющей сталей в расплавах карбонатов щелочных металлов вероятнее всего протекает по следующей реакции:



при этом хром, являющийся одним из компонентов этих сплавов, практически не переходит в солевую фазу [12, 13].

В последние годы интерес к исследованию коррозионной стойкости легированных сталей в расплавах галогенидов щелочных металлов (ГЩМ) обусловлен разработкой процессов трансмутации актиноидов отработавшего ядерного топлива в электроядерных установках с жидкосолевой зоной [14–16]. Однако проведенный анализ данных показывает, что в литературе практически отсутствуют работы по коррозии легированных сталей в расплавах хлоридов щелочных металлов с добавками кислородсодержащих солей.

Поскольку индивидуальные ГЩМ имеют высокую температуру плавления, то для проведения технологических процессов наибольшее применение находят бинарные, тройные и четырехкомпонентные смеси этих солей, обладающие существенно более низкой температурой плавления.

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ЧАСТЬ

Для исследований готовили эвтектические смеси хлоридов щелочных металлов ( $\text{NaCl-CsCl}$ ,  $\text{NaCl-KCl-LiCl}$ ,  $\text{NaCl-KCl-CsCl-LiCl}$ , а также  $\text{NaCl-CaCl}_2$ ), являющихся основной предполагаемых составов для отмывки оборудования от жидкометаллического натриевого теплоносителя и переработки его отходов. Соли перед плавлением тщательно сушили, а в процессе плавления в атмосфере очищенного и осушенного аргона добавляли необходимое количество окислителя (5% нитрата или карбоната кальция). Внесение навесок натрия в солевой расплав, находящийся в кварцевой ячейке, осуществляли при рабочей температуре, которая превышала температуру плавления в 1,1 раза. Кварцевую ячейку и предварительно приготовленные реактивы собирали в сухом перчаточном боксе с инертной атмосферой. Ячейку в сборе (с присоединенной ампулой, заполненной щелочным металлом) предварительно наполняли гелием. Начальное расчетное содержание металлического натрия, внесенного в солевой расплав, либо равнялось стехиометрическому содержанию окислителя 0,1–0,2 г, либо составляло 5–10% от его массы.

Так как скорость реакции металлического натрия с солью окислителя существенно выше скорости его взаимодействия с кварцем, нами не было отмечено существенной коррозии кварцевой юветы и не было зарегистрировано образования продуктов реакции кварца с натрием в солевом расплаве.

Исследования проводили методом колебательной ИК-спектроскопии и спектроскопии комбинационного рассеяния (СКР) на ИК-спектрометрах Specord M80 (с областью регистрации  $200\text{--}4000\text{ см}^{-1}$ ) и спектрометре ДФС 24 с лазерным гелий-неоновым источником возбуждения (632,8 нм).

Образцы солей для регистрации ИК-спектров готовили в виде прессованных тонкослойных таблеток, а для снятия спектров комбинационного рассеяния (КР) в области  $50\text{--}4000\text{ см}^{-1}$  их помещали в стандартные герметичные юветы из комплекта спектрофотометра.

Используемые соли ГЩМ марки «ч, чда» предварительно сушили 1,5 ч при температуре 473–523 К и затем переплавляли, пропуская через расплав в течение 0,5–1 ч очищенный от примесей кислорода аргон. В качестве добавок солей окислителей использовали карбонаты щелочных и щелочноземельных металлов марки «Х.Ч.».

Испытания проводили в расплавах солевых смесей, которые находились в тигле из оксида бериллия, а тигель находился в герметичной кварцевой ячейке в атмосфере аргона. Исследуемые образцы сталей помещали над уровнем расплава на подвижной подвеске. При достижении рабочей температуры ( $T_{\text{раб}} = 1,1 T_{\text{пл}}$ ), не нарушая герметичности ячейки, образцы опускали в расплав. После заданного времени выдержки их поднимали над расплавом для стекания остатков соли. Эксперименты по коррозионной стойкости проводили на образцах легированных сталей размером  $10 \times 10 \times 0,8$  мм. Образцы сталей перед экспериментом промывали спиртом и дистиллированной водой, а затем высушивали. По окончании эксперимента образцы охлаждали в инертной атмосфере аргона, затем отмывали от солевого плава и сушили. Скорость взаимодействия сталей с расплавами определяли массгравиметрическим методом (по убыли массы образцов).

Для другой части образцов испытание их коррозии проводили путем заливки расплавом соли. Для этого образцы помещали в фарфоровые тигли и заливали на воздухе расплавом солей, а после охлаждения расплава до  $473 \pm 10$  К выдерживали их при этих условиях в течение 720 ч. Величину коррозии определяли методом взвешивания образцов на аналитических весах с погрешностью 0,0001 г до и после опытов. Продукты коррозии с образцов удаляли химическими реагентами, не

воздействующими на металл образца, а затем промывали дистиллированной водой и спиртом.

Использование гравиметрического метода исследования коррозионных процессов обусловлено тем, что предполагаемая технология отмычки оборудования от жидкометаллического теплоносителя основана на погружении деталей или узлов в ванну с солевым расплавом и, таким образом, методологически близка к рассматриваемой в данной работе. Наряду с этим в выбранном методе исследования электрохимические потенциалы, возникающие на поверхности сталей, близки к потенциалам саморастворения металла в данных электролитах. Кроме того, при использовании электрохимического метода исследования коррозии в данных средах и условиях проведения процесса требуется учет целого ряда одновременно протекающих сопутствующих факторов. Например, при высокой температуре увеличивается скорость электродных реакций, но одновременно понижается растворимость кислородсодержащих газообразных продуктов реакции окисления натрия карбонатными и нитратными группировками. Это приводит к обратному коррозионному эффекту – уменьшению скорости коррозии [17]. Вместе с тем использование электрохимического метода исследования коррозии приводит к разрушению образующейся на поверхности легированных сталей защитной пленки и вследствие этого нарушению естественных условий процесса.

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

### Взаимодействие расплавленных солей с жидкометаллическим теплоносителем

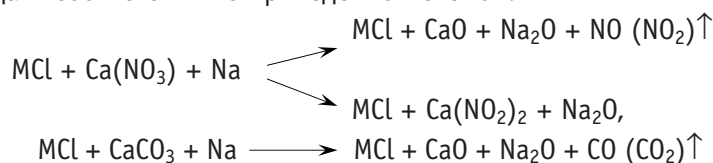
В спектрах КР солевой системы  $\text{NaCl}+\text{KCl}+\text{LiCl}+\text{Ca}(\text{NO}_3)_2+\text{Na}$  зафиксированы частоты скелетных колебаний смеси солевого расплава в отсутствие натрия в области  $300\text{ см}^{-1}$ . В отдельных образцах расплавов нитратов в спектрах КР и ИК выявлено снятие вырождения с  $E'$ -типов в некоторых нитратах, а также регулярные изменения всех основных частот  $\text{NO}_3^-$  с изменением размера катиона. Так в КР-спектрах системы  $\text{NaCl}-\text{KCl}-\text{LiCl}+\text{Ca}(\text{NO}_3)_2$  отсутствует линия валентного колебания  $\nu_3(E)$  [18], однако появляются две линии  $1051$  и  $1068\text{ см}^{-1}$  вместо одной ( $1066\text{ см}^{-1}$ ) в спектре  $\text{KCl}-\text{Ca}(\text{NO}_3)_2$ . Это может свидетельствовать о том, что в результате обменного взаимодействия  $\text{NO}_3^-$ - и  $\text{Cl}^-$ -ионов в расплаве  $\text{NaCl}-\text{KCl}-\text{LiCl}+\text{Ca}(\text{NO}_3)_2$  между катионами  $\text{Ca}^{2+}$  и  $\text{M}^+$  ( $\text{M}$  – катион щелочного металла) фиксируется координация  $\text{NO}_3^-$  как ионами  $\text{Ca}^{2+}$ , так и щелочных металлов. Поскольку в спектре  $\text{KCl}-\text{Ca}(\text{NO}_3)_2$  проявляется линия с частотой  $1066\text{ см}^{-1}$ , то близкую ей по частоте линию  $1068\text{ см}^{-1}$  в спектре  $\text{NaCl}-\text{KCl}-\text{LiCl}+\text{Ca}(\text{NO}_3)_2+\text{Na}$  следует отнести к координации  $\text{NO}_3^-$  – катионами  $\text{Ca}^{2+}$ , а линию  $1051\text{ см}^{-1}$  к координации  $\text{NO}_3^-$  – катионами щелочных металлов.

Введение металлического натрия в систему  $\text{NaCl}-\text{KCl}-\text{LiCl}+\text{Ca}(\text{NO}_3)_2$  вызывает уменьшение интенсивности линии с частотой  $877\text{ см}^{-1}$ , относящейся к колебанию  $\nu_2(A_2'')$ . В отличие от системы  $\text{NaCl}-\text{KCl}-\text{LiCl}-\text{Ca}(\text{NO}_3)_2+\text{Na}$ , в КР-спектрах которой наблюдали расщепление линии колебания  $\nu_1(A_1')$  на  $1051$  и  $1068\text{ см}^{-1}$ , в КР-спектрах расплавов  $\text{NaCl}-\text{CsCl}+\text{Ca}(\text{NO}_3)_2+\text{Na}$  зафиксировано расщепление линии колебания  $\nu_2(A_2'')$  на  $886$  и  $870\text{ см}^{-1}$ . Это расщепление обусловлено введением металлического натрия. В области до  $500\text{ см}^{-1}$  зафиксированы скелетные колебания только частиц солевого расплава. Проявляющиеся в ИК-спектре линии с частотой  $1645\text{ см}^{-1}$  предположительно можно отнести к деформационным колебаниям  $\text{H}-\text{OH}$ . Линии, зафиксированные в ИК- и КР-спектрах, свидетельствуют о наличии в образцах нитрат-группы  $\text{NO}_3^-$  симметрии  $D_{3h}$ .



Сравнение частот ИК и КР изученных спектров с литературными данными позволяет сделать вывод о том, что в спектрах системы NaCl-CaCl+5% CaCO<sub>3</sub> введение металлического натрия вызывает уменьшение интенсивности полос при 708 и 645 см<sup>-1</sup> группы CO<sub>3</sub><sup>2-</sup>.

Анализ изученных спектров показывает, что количество металлического натрия, вводимого в расплавы, не вызывает существенного изменения в строении кислородсодержащих частиц расплава, фиксируемых методами колебательной спектроскопии. Интерпретация полученных ИК- и КР-спектров кислородсодержащих групп NO<sub>3</sub><sup>-</sup> (или CO<sub>3</sub><sup>2-</sup>), проведенная методом сравнительного анализа, показывает, что процесс окисления натрия кислородсодержащей группой идет с образованием нитрита, а при более глубоком восстановлении оксида азота или оксида (диоксида) углерода в соответствии с приведенной схемой:



где MCl обозначает наличие в расплаве смеси хлоридов щелочных (или щелочно-земельных) металлов.

При стехиометрическом равенстве концентрации натрия концентрации кислородсодержащих группировок в ИК- и КР-спектрах солевых систем мы не наблюдали наличия полос NO<sub>2</sub> или CO<sub>2</sub>, что свидетельствует о полном окислении натрия кислородсодержащими компонентами расплава.

### Коррозия сталей в расплавленных солях

В таблице 1 представлены скорости коррозии, а на рис. 1–3 – значения коррозии испытанных сталей в расплавленных смесях хлоридов. После выдержки в расплаве образцы были покрыты плотным слоем темно коричневого цвета отложений солей металлов, входящих в состав стали. Из таблицы 1 видно, что во всех солевых расплавах высокая скорость коррозии образцов наблюдается в течение первых пятнадцати минут, а после 2–3 ч становится примерно постоянной. Наибольшую скорость коррозии во всех использованных расплавах солей имеет сталь X18H10T.

Снижение скорости коррозии сталей (табл. 1) связано с избирательным растворением в образцах хрома и железа и последующим проявлением на поверхности образцов тонкой защитной пленки, обогащенной легирующими компонентами, такими как Ni, Mo, Nb и т.д. Высокая скорость коррозии стали X18H10T обусловлена содержанием в ней хрома и отсутствием таких компонентов как Mo и Nb, что согласуется с данными работ [8, 9, 19–21]. В работах [8, 9] показано, что хром корродирует значительно быстрее, чем железо, а в [19–21] отмечено, что в расплавленных хлоридах происходит разрушение поверхностного слоя стали, содержащей хром.

Сталь марки ЭИ-847 имеет в исследованных солевых системах наибольшую коррозионную стойкость, и даже сталь X18H10T, проявляющая в этих системах наибольшую коррозию, по результатам экспериментов и действующего ГОСТ можно отнести к группе стойких материалов.

### Коррозия сталей в застывших солевых плавах

При отработке технологии очистки ТВС от остатков металлического теплоносителя, например, при их заливке в контейнере солевым расплавом, наряду с кор-

Таблица 1

Скорость коррозии образцов нержавеющей сталей в различных расплавах, г/м<sup>2</sup>·ч

Марка стали	Состав расплава, мол. %															
	NaCl(19)-KCl (36)-LiCl(55)								NaCl(35)-CsCl (65)							
	Время, ч								Время, ч							
	0,25	1,0	2,0	3,0	6,0	0,25	1,0	2,0	3,0	6,0	9,0	0,25	1,0	2,0	3,0	6,0
X18H10T	8,488	1,255	0,178	-0,03	0,027	0,3668	0,241	0,135	0,150	0,081	0,024	10,904	0,667	0,181	0,247	0,007
ЭП-847	2,116	0,393	0,114	0,139	0,015	1,160	0,107	-0,003	0,054	0,028	0,009	4,264	0,349	0,130	0,163	0,054
ЭП-172	3,340	0,679	0,272	0,197	0,102	1,516	0,057	0,121	0,117	0,041	0,052	4,624	0,760	0,255	-0,055	0,090
ЭП-150	3,956	0,816	0,427	0,051	0,112	2,260	0,099	0,197	0,152	0,013	0,032	5,716	0,556	0,225	0,256	0,042

Таблица 2

Результаты коррозионных испытаний образцов сталей при заливке

Эвтектическая смесь	Температура расплава соли при заливке, К	Условия испытаний		Показатели коррозии							
				X18H10T		ЭП-847		ЭП-172		ЭП-450	
		Время, ч	Время, ч	г/м <sup>2</sup>	(г/м <sup>2</sup> ·ч)·10 <sup>4</sup>	г/м <sup>2</sup>	(г/м <sup>2</sup> ·ч)·10 <sup>4</sup>	г/м <sup>2</sup>	(г/м <sup>2</sup> ·ч)·10 <sup>4</sup>	г/м <sup>2</sup>	(г/м <sup>2</sup> ·ч)·10 <sup>4</sup>
NaCl-KCl-LiCl	663	720	720	1,29	18	0,52	7	0,3	4,0	0,4	4,8
NaCl-KCl-LiCl+0,1 мас. % Ca(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	663	720	720	1,20	17	1,71	24	1,34	19	1,38	23
NaCl-CsCl	823	720	720	1,72	24	0,85	12	0,61	8	0,64	11
NaCl-CsCl+0,1 мас. % CaCO <sub>3</sub>	823	720	720	1,60	22	0,87	12	0,64	9	0,70	12
NaCl-CaCl <sub>2</sub>	873	720	720	1,73	24	0,95	13	0,62	8	0,66	11
NaCl-CaCl <sub>2</sub> +0,1 мас. % Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub>	873	720	720	1,70	24	0,53	7	0,65	9	0,71	12

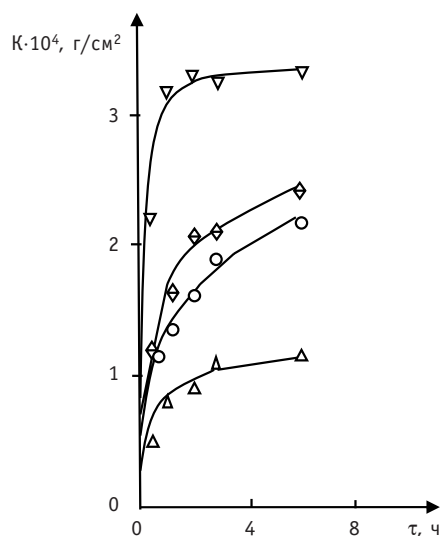


Рис. 1. Значения величин коррозии нержавеющей сталей в расплаве NaCl-KCl-LiCl при температуре 663 К:  $\Delta$  – ЭИ-847;  $\circ$  – ЭП-172;  $\diamond$  – ЭП-450;  $\nabla$  – X18H10T

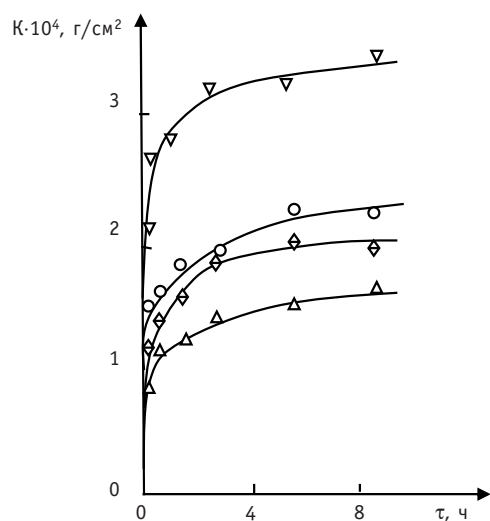
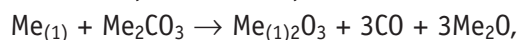


Рис. 3. Значения величин коррозии нержавеющей сталей в расплаве NaCl-CaCl<sub>2</sub> при температуре 873 К:  $\Delta$  – ЭИ-847;  $\circ$  – ЭП-172;  $\diamond$  – ЭП-450;  $\nabla$  – X18H10T

вах с увеличением температуры и радиуса катиона расплавленной соли [9, 12, 19].

При заливке образцов смесями чистых хлоридов стойкость сталей повышается в ряду X18H10T, ЭИ-847, ЭП-172. Как было показано ранее, такая закономерность определяется составом легирующих добавок, имеющихся в этих сталях [12].

При введении в солевые смеси окислителей CaCO<sub>3</sub> и Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub> коррозия компонентов сталей, вероятнее всего, протекает по реакции



где Me<sub>(1)</sub> – компоненты металлов стали, а Me – катион щелочного или щелочноземельного металла. Образующаяся на поверхности стали оксидная пленка в опре-

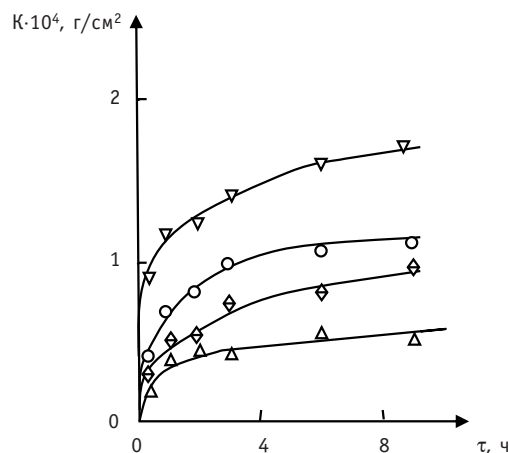
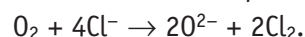


Рис. 2. Значения величин коррозии нержавеющей сталей в расплаве NaCl-CsCl при температуре 823 К:  $\Delta$  – ЭИ-847;  $\circ$  – ЭП-172;  $\diamond$  – ЭП-450;  $\nabla$  – X18H10T

розией конструкционных нержавеющей сталей в чистых смесях ГЩМ было изучено влияние на процесс коррозии кислородсодержащих солевых добавок. В таблице 2 представлены средние значения коррозии при испытании образцов в различных по составу затвердевших эвтектических смесях.

При заливке образцов конструкционных материалов расплавами смесей хлоридов щелочных металлов без окислителя их коррозия происходит, в основном, за счет взаимодействия с молекулами кислорода воздуха, растворенными в солевом плаве, по реакции



Увеличение скорости коррозии сталей при переходе от эвтектической смеси NaCl-KCl-LiCl к NaCl-CsCl и NaCl-CaCl<sub>2</sub> связано с увеличением температуры заливки от 663 до 823 и 873 К, что соответствует возрастанию скорости коррозии сталей в хлоридных расплавах

деленной степени пассивирует металл, превращая его в индифферентную к солевому расплаву поверхность. Формирование оксидного слоя на поверхности нержавеющей стали завершается через два часа [22].

При содержании в смеси  $\text{NaCl-KCl-LiCl} + 0,1 \text{ мас.}\% \text{Ca(NO}_3)_2$  коррозия сталей ЭИ-847 и ЭП-172 в этой смеси в несколько раз выше по сравнению с их коррозией в солевых композициях без добавки окислителя. Такое изменение коррозии сталей может быть обусловлено только высокой окислительной способностью анионов  $\text{NO}_3^-$  в соответствующих плавах.

Однако все марки сталей, испытанные в данных солевых системах как без добавки, так и с добавкой кислородсодержащих солей, можно отнести к группе коррозионно-стойких материалов.

## ВЫВОДЫ

Во всех растворах-расплавах, содержащих нитрат и карбонат кальция (без добавления натрия), зафиксированы колебания  $\text{NO}_3^-$ - и  $\text{CO}_3^{2-}$ -групп симметрии  $D_{3h}$ . Влияние различного катионного состава расплавленных солевых систем проявляется в небольших различиях положения полос деформационных и валентных колебаний, а также частот скелетных колебаний частиц расплава-растворителя.

При введении металлического натрия в расплавы кислородсодержащих солей в стехиометрическом количестве, равном содержанию кислородсодержащих групп в нитратных или карбонатных системах в ИК- и КР-спектрах, нами зарегистрировано существенное уменьшение интенсивности характерных частот  $\text{NO}_2^-$ -группы или колебания  $\text{CO}_3^{2-}$ -группы. Это свидетельствует о полном окислении щелочного металла и восстановлении нитратной группы в процессе окисления натрия до диоксида азота, а при использовании карбонатных солей – до диоксида углерода.

Проведение в расплавах-растворителях смесей галоидных солей реакции окисления щелочного металла с избытком нитрата или карбоната щелочноземельного металла позволяет исключить процесс возгорания щелочного металла, снизить объем твердых захораниваемых отходов в 3–5 раз, сделать процесс переработки отходов щелочных металлов более безопасным и рекомендовать солевые композиции для использования в технологических операциях и процессах по нейтрализации щелочных металлов и переработке их отходов.

Несмотря на то, что скорость наименее коррозионно-стойкой стали Х18Н10Т в расплавах имеет величину  $10,9 \text{ г}/(\text{м}^2 \cdot \text{ч})$ , все изученные стали относятся к группе стойких материалов; хранение образцов нержавеющей стали, залитых расплавами солей с добавками кислородсодержащих солей (до 1%) на воздухе в течение 720 ч, не приводит к существенному увеличению их коррозии.

## Литература

1. Штында Ю.Е., Корольков А.С. Разработка технологии и удаление накопленных радиоактивных примесей из двух холодных ловушек примесей контура БОР-60/В сб.: «Технология щелочных жидкометаллических теплоносителей (ТЕПЛОФИЗИКА-2009)»/Тезисы докл. межведомственного семинара. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2009. – С. 88-89.
2. Rodriguez G., Frith R., Berte M. General Review of the Decommissioning of Liquid Metal Fast Reactors (LMFRs) in France/In : IAEA Technical meeting on Operational and decommissioning experience with fast reactors/Abstracts. – France: Cadarache, 2002. – P. 58-59.
3. Скоморохова С.Н., Кочетков Л.А., Богданович Н.Г., Коновалов Э.Е. и др. Особенности обращения с радиоактивными отходами БН-реакторов со щелочными ЖМТ/В сб.: «Технология щелочных жидкометаллических теплоносителей (ТЕПЛОФИЗИКА-2009)»/Тезисы докл. межведомственного семинара. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2009. – С. 14-15.
4. Pat. 2511112/ФРГ, Publ. 23.09.76, МКИ G23g1/28 (Gesellschaft für Kernforschung mbH)

Menzenhauer P., Borgstedt U., Stamm H.H. et al. – Experience with Cleaning of Sodium – Wetted Components and Decontamination at Nuclear Research Centre Karlsruhe. – In.: Sodium Removal and Decontamination, Richland, USA, 1978, IWGFR/23, P. 30-37.

5. Смирнов М.В. Электродные потенциалы в расплавленных хлоридах. – М.: Наука, 1972. – 247 с.

6. Arenas M.F., Reddy R.G. Corrosion of steel in ionic liquids//J. Min. Met. 2003. – V. 39. – №1-2B. – P. 81-91.

7. Красильникова Н.А., Смирнов М.В., Озеряная И.Н. Коррозия металлического циркония в расплавах хлоридов щелочных металлов, насыщенных хлористым водородом//Труды Ин-та электрохим. УФАИ СССР. – Свердловск, 1970. – Вып. 15. – С.102-108.

8. Смирнов М.В., Красильников Н.А., Озеряная И.Н. Взаимодействие железа с чистыми хлоридами щелочных металлов и с растворами в них хлористого водорода//Труды Ин-та электрохим. УФАИ СССР. – Свердловск, 1970. – Вып. 16. – С.78-81.

9. Красильников Н.А., Озеряная И.Н., Смирнов М.В. Взаимодействие металлического хрома с расплавленными хлоридами натрия, калия и их эквимольной смесью//Труды Ин-та электрохим. УФАИ СССР. – Свердловск, 1973. – Вып. 18. – С.119-121.

10. Mohanty B.P., Shores D.A. Role of Chlorides in hot corrosion of a cast Fe-Cr-Ni alloys. Part I: Experimental studies//Corros. Sci. – 2004. – V. 46. – № 12. – P. 2893-2907.

11. Shores D.A., Mohanty B.P. Role of Chlorides in hot corrosion of a cast Fe-Cr-Ni alloys. Part II: Thermochemical model studies//Corros. Sci. – 2004. – V. 46. – № 12. – P. 2909-2924.

12. Манухина Т.И., Озеряная И.Н., Финкельштейн С.Д. Взаимодействие хрома с расплавленными карбонатами щелочных металлов/В сб.: «Высокотемпературные электролиты». – Свердловск: АН СССР УНЦ, 1976. – Вып. 24. – С. 36-38.

13. Zeng C.L., Wu W.T. Corrosion of Ni-Ti alloys in the molten (Li,K)<sub>2</sub>CO<sub>3</sub> eutectic mixture// Corros. Sci. – 2002. – V. 44. – № 1. – P. 1-12.

14. Naumov V.S., Bychkov A.V., Tomilin S.V., Chistyakov V.M. et al. Interreaction of Actinide and Rare-Earth Elements Fluorides with Molten Fluoride Salts and Possibility of Their Separation for ADTT Fuel Reprocessing/In: Proceedings of the Second Internat. Confer. on Accelerator-Driven Transmutation Technology and Applications. – Kalmar, Sweden, 1996. – P. 1144-1153.

15. Ажажа В.М., Бакай А.С., Бобров Ю.П., Вирич В.Д. и др. Коррозионная стойкость жаропрочного никелевого сплава в расплавах фторидных солей/В сб.: «Вопросы атомной науки и техники». Сер.: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. – 2005. – Вып. 4. (87). – С. 74-81.

16. Игнатъев В.В., Суренков А.И., Гнидой И.П., Федулов В.И. и др. Исследование скорости коррозии сплавов на основе никеля во фторидных расплавах//Атомная энергия. – 2006. – Т. 101. – Вып.4. – С. 278-286.

17. Розенфельд И.Л., Жигалова К.А. Ускоренные методы коррозионных испытаний металлов. – М.: Металлургия, 1966. – 347 с.

18. Наумов В.С. ИК- и КР- спектры взаимодействия щелочного металла с нитратами и карбонатами щелочноземельных металлов в расплавах хлоридов щелочных металлов//ЖНХ. – 2010. – Т. 55. – Вып. 10. (В печати).

19. Соломатин В.Е., Корнилов Н.И., Илющенко Н.Г. Взаимодействие железа и никеля в расплавленной эквимольной смеси хлоридов калия и натрия//Труды Ин-та электрохим. УФАИ СССР. – 1970. – Вып. 15. – С.92-96.

20. Степанов С.И., Качина-Пулло Е.Б. Коррозия сталей и никель хромовых сплавов в смесях расплавленных хлоридов. //ЖПХ. 1962. Т. 35. Вып. 12. С. 1852-1857.

21. Павлов В.В. Поведение конструкционных материалов и легирующих элементов титановых сплавов в хлоридных расплавах//Металургия/Ред. Пожус В.И. – Запорожжя, 2008. – Вып. 17. – С. 80-85.

22. Пенягина О.П., Озеряная И.Н., Шаманова Н.Д., Антонов Б.Д. Коррозионно-электрохимическое поведение нержавеющей сталей 1Х18Н10Т и 1Х17Н2 в расплавленных карбонатах/В сб.: «Физическая химия солевых расплавов и твердых электролитов». – Свердловск: АН СССР УНЦ, 1978. – Вып. 26. – С. 48-54.

Поступила в редакцию 23.03.2010

## ОПТИМИЗАЦИЯ УСЛОВИЙ ТЕРМОМЕХАНИЧЕСКОГО НАГРУЖЕНИЯ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ АЭС С ВВЭР ДЛЯ УПРАВЛЕНИЯ СРОКОМ ИХ СЛУЖБЫ

**М.А. Трофимов\*, Д.А. Усанов\*\***

*\*Институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

*\*\*ОАО «Концерн Росэнергоатом», г. Москва*



Приведены результаты исследований термического нагружения элементов парогенераторов АЭС с ВВЭР. Разработана методика мониторинга термодинамических состояний парогенераторов. Предложены мероприятия по снижению термомеханического нагружения критических элементов парогенераторов.

**Ключевые слова:** АЭС, парогенератор, управление сроком службы, термомеханическое нагружение, температурное нагружение, режимы эксплуатации.

**Key words:** the atomic power station, a steam and gas generator, management of service life, thermomechanical loading, temperature loading, operation modes.

Современный этап развития атомной энергетики России характеризуется повышением требований к безопасности действующих АЭС и экономическим показателям их эксплуатации. Последнее связано с принятием и реализацией программ продления назначенного срока эксплуатации АЭС на 15–25 лет, повышением тепловой мощности энергоблоков до 107% от проектной, увеличением межремонтного периода до 18-ти месяцев для реакторов ВВЭР и до двух лет – для реакторов РБМК.

В двуединой задаче повышения безопасности и экономичности АЭС с ВВЭР важное место занимает обеспечение эксплуатационной надежности парогенераторов (ПГ). Сложное конструктивное исполнение ПГ и многообразие механизмов деградации металла их элементов делают парогенераторы критическим звеном реакторной установки, во многом определяющим ресурс безопасной эксплуатации энергоблока. В связи с этим крайне актуальной становится задача повышения ресурса безопасной эксплуатации ПГ АЭС с ВВЭР, которая может быть решена на основе достаточно полного знания механизмов деградации и смягчения действия этих механизмов.

Наиболее критическими элементами парогенератора является трубчатка и сварные соединения № 111 для ПГВ-1000 и № 23 для ПГВ-440. Опыт эксплуатации показывает, что их повреждения связаны с воздействием коррозионно-активной среды в условиях действия термомеханических нагрузок.

---

© М.А. Трофимов, Д.А. Усанов, 2010



В последние годы разработаны и реализуются мероприятия по снижению механизма коррозионных повреждений. Оптимизируются водно-химические режимы. Проводятся химические отмытки внутрикорпусных устройств парогенераторов, включая «карманы» коллекторов ПГ. Внедряются технологии вывода солей из водяного объема ПГ в период их расхолаживания. Начинается реализация такого глобального мероприятия, как устранение из конденсатно-питательного тракта АЭС с ВВЭР оборудования с медесодержащими сплавами, которые являются одной из причин развития коррозионных повреждений.

Снижение действия термомеханических нагрузок является более сложной задачей. Термомеханические нагрузки обусловлены высокими проектными нагрузками на элементы ПГ и непроектными режимами эксплуатации ПГ при переходных режимах. Устранение или смягчение последних в настоящее время является одним из основных направлений по управлению сроком службы ПГ. На рисунке 1 приведены этапы оптимизации условий термомеханического нагружения элементов ПГ АЭС с ВВЭР.

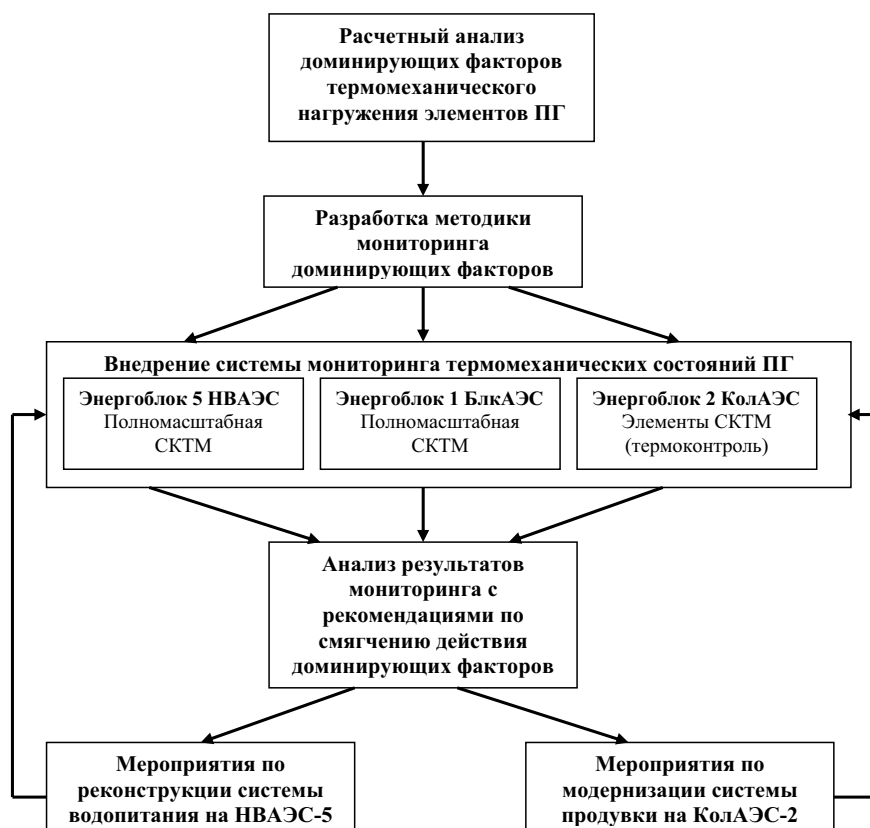


Рис. 1. Этапы оптимизации условий термомеханического нагружения элементов ПГ АЭС с ВВЭР

На первом этапе расчетным путем проведен анализ факторов термомеханической нагруженности ПГ с приоритетным рассмотрением тех факторов, которые не предусматривались проектом и не учитывались в расчетном обосновании прочности ПГ, но хотя бы однажды наблюдались за время эксплуатации:

- монтажные натяги трубопроводов при замене ПГ на АЭС с ВВЭР-1000;
- ограничение тепловых перемещений ПГ в переходных режимах, что возможно из-за частичного износа роликовых опор ПГ за их длительную эксплуатацию и



непроектного состояния аварийных тяг ПГ;

- захлаживание «карманов» коллекторов в случае отключения отдельных циркуляционных петель на установках ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 «малой» серии, а также попадания в «карманы» относительно холодной питательной и продувочной воды;
- захлаживание трубчатки ПГ при непроектных снижениях уровня котловой воды в эксплуатационных режимах с воздействием на трубчатку относительно холодной питательной воды;
- заземление опор ГЦН или отклонение ГЦН от вертикали с созданием дополнительных нагрузок на элементы ПГ.

Результаты расчетов позволили считать незначимыми такие факторы нагружения ПГ, как монтажные напряжения и напряжения от заземления опор ГЦН. С другой стороны, установлено значительное влияние на уровень напряжений в элементах ПГ таких факторов, как захлаживание ПГ и частичное заземление опор ПГ. В частности, захлаживание «карманов» коллекторов независимо от его причин создает максимальные напряжения именно в сечении сварного соединения №111 или №23. На один градус захлаживания в зоне данного сварного соединения возникают напряжения величиной до 3 МПа.

Значительно влияют на уровень напряжений в зоне этого сварного соединения и частичные заземления опор ПГ. Оценки по упрощенной математической модели (рис. 2), включающей в себя элементы «корпус реактора-горячая нитка главного циркуляционного трубопровода-корпус ПГ как жесткое целое», показали, что заземление опор ПГ на 1 мм создают в зоне сварного соединения дополнительные напряжения величиной 40 МПа.

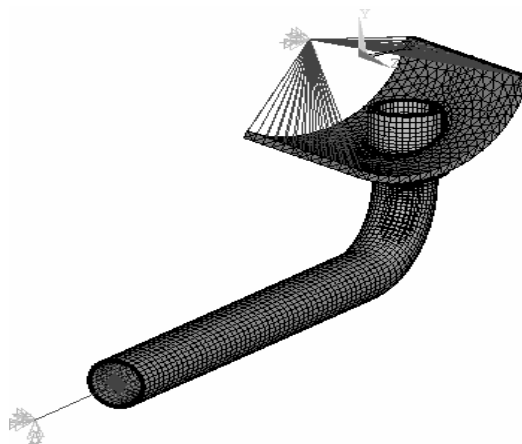


Рис. 2. Упрощенная модель для расчета компенсационных напряжений

Отметим, что ранее для расчета компенсационных напряжений в узле приварки коллектора к корпусу ПГ использовалась глобальная модель первого контура, для расчета по которой требовалась стержневая модель всей петли и задание нагрузок на анализируемый узел со стороны главного циркуляционного контура в виде проекций сил и моментов. Это усложняло расчеты и создавало неопределенность в граничных условиях. Примененная модель (рис. 2) лишена этих недостатков, поскольку для оценок компенсационных напряжений необходимы знания только температур и величин перемещений корпуса ПГ как целого.

На втором этапе исследования исходя из знания доминирующих факторов термомеханического нагружения ПГ разработана методика натурного мониторинга технических состояний ПГ с определением

- типа и количества первичных преобразователей, которые адекватно оценивают термомеханические состояния контролируемого оборудования;
- периодичности контроля с формулированием требований к аппаратной части систем мониторинга;
- алгоритмов обработки данных для оперативной приемки результатов мониторинга.

Конечным результатом данного этапа работ стала разработка проекта системы контроля (мониторинга) термомеханической нагруженности (СКТМ) парогенераторов установок ВВЭР-1000. В состав системы включены

- датчики тепловых перемещений корпуса ПГ;
- термопары на линиях подачи аварийного и основного питания ПГ, а также на линиях продувки ПГ;
- сигналы штатной системы контроля и управления (давления, расходы, уровни в ПГ и другие параметры АСУ ТП).

На третьем этапе работы состоялось внедрение системы СКТМ на пятом энергоблоке Нововоронежской АЭС (полномасштабная конфигурация системы с ее вводом в опытно-промышленную эксплуатацию) и первом энергоблоке Балаковской АЭС (полномасштабная конфигурация системы, которая использовалась как экспериментальная). На основании проекта СКТМ проведен монтаж дополнительных термопар на линиях продувки ПГ второго энергоблока Кольской АЭС с реактором ВВЭР-440 (рис. 3).

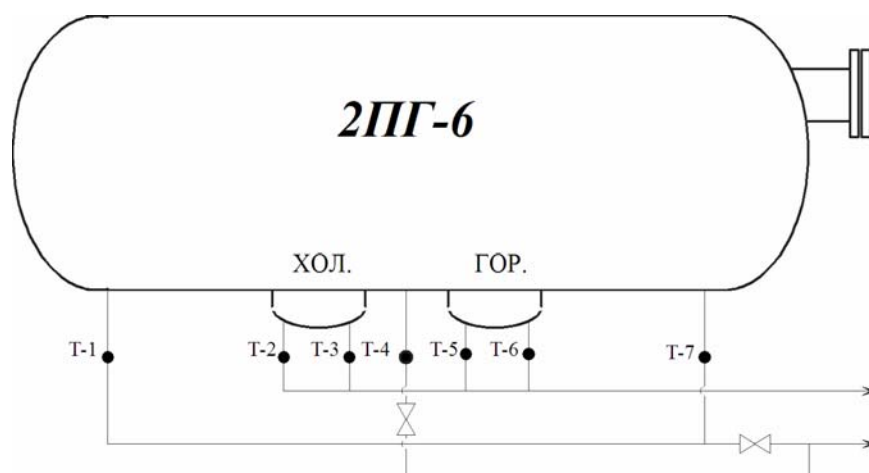


Рис. 3. Схема расположения датчиков термоконтроля линий продувки ПГ второго блока Кольской АЭС

Кроме того, использовались ранее смонтированные средства термоконтроля на первом блоке Калининской АЭС и датчики тепловых перемещений на третьем блоке Балаковской АЭС.

Результаты мониторинга термомеханических состояний ПГ на указанных энергоблоках дали следующие результаты.

1. На энергоблоках с ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 выявлены захлаживания «карманов» коллекторов из-за обратного тока продувочной воды, который возникает в переходных режимах работы энергоблоков в период последовательного включения в работу системы продувки ПГ (рис. 4, 5). Данный нештатный режим особенно опасен для ПГВ-440, где узел приварки «горячего» коллектора к ПГ выполнен в виде композитного сварного соединения.

2. Зафиксированы нештатные условия температурного нагружения питательных линий парогенераторов «малой» серии ВВЭР-1000, а также серийной уста-

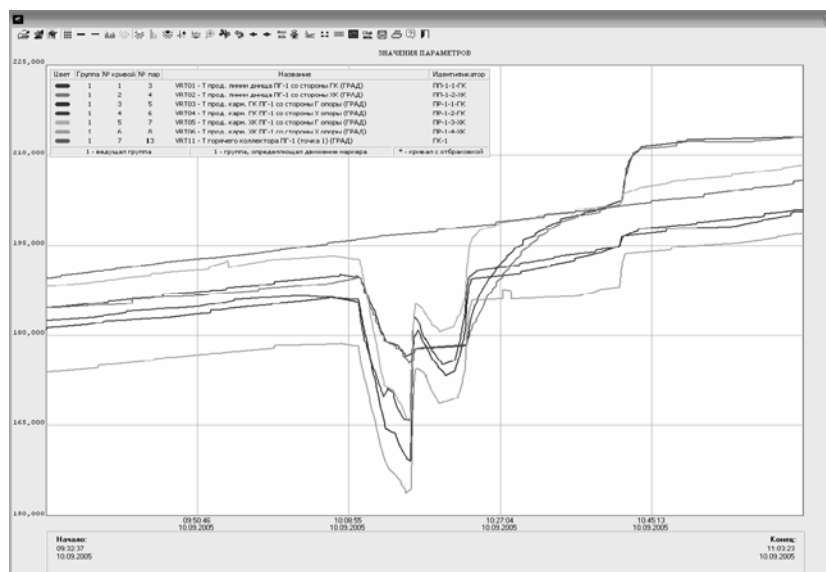


Рис. 4. Изменение температур продувочных линий 5ПГ-1 НВАЭС при открытии арматуры на линиях продувки 5ПГ-4 и 5ПГ-2

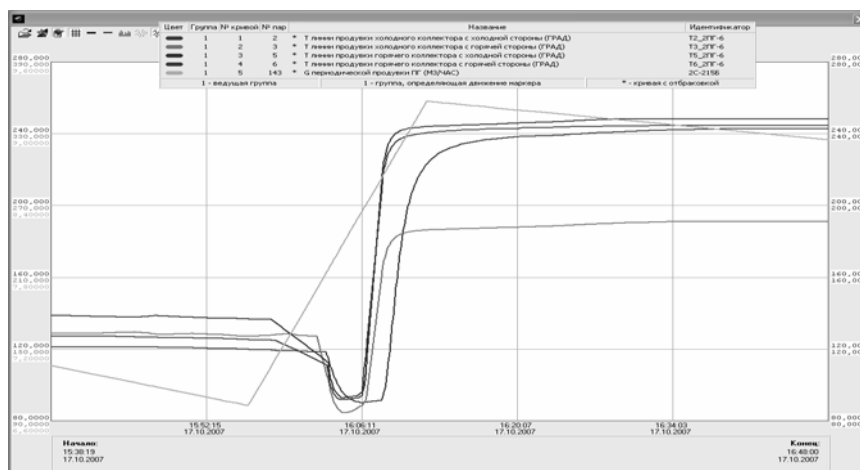


Рис. 5. Изменение температур линий продувки 2ПГ-6 Кольской АЭС при вводе в работу линий продувки других ПГ

новки ВВЭР-1000/320 (рис. 6, 7). Наиболее жесткие условия нагружения зафиксированы на пятом энергоблоке НВАЭС, где аварийная и основная питательная вода подается по одной линии (рис. 6). Для ПГ серийной установки ВВЭР-1000 характерно меньшее число термопульсаций в период пуска. При этом их количество очевидным образом связано с готовностью оборудования и систем энергоблока к пуску после ППР. В наиболее благоприятном случае наблюдается однократное резкое изменение температур на линии подачи аварийной питательной воды (отключение аварийных питательных насосов) с последующим резким снижением температуры линии основного питания (ввод в работу насосов основного питания). Для этого же блока могут наблюдаться и неоднократные термопульсации, вызванные несколькими попытками набора мощности (с отключением аварийных насосов и переходом на основное питание).

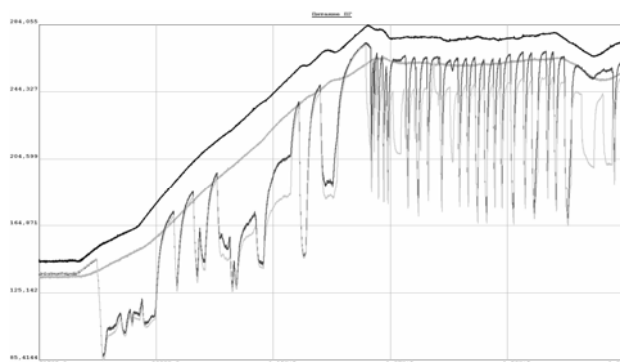


Рис. 6. Термопульсации на линии подачи питательной воды на НВАЭС-5

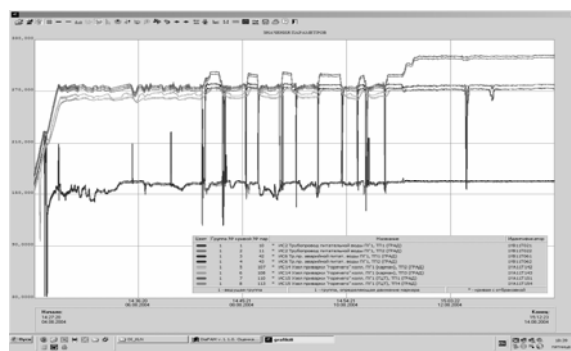


Рис. 7. Термопульсации на линии подачи питательной воды ПГ третьего блока КлнАЭС (разогрев в августе 2004 г.)

Необходимо отметить, что помимо дополнительного непроектного температурного нагружения самих линий питания ПГ зафиксированные термопульсации могут влиять на условия нагружения как трубчатки ПГ, так и «карманов» коллекторов. Это связано с возможностью поступления относительно холодной питательной воды на нижнюю образующую корпуса с захолаживанием внутрикорпусных устройств ПГ.

Косвенным подтверждением возможности таких захолаживаний является повышенная повреждаемость трубчатки ПГ в опускных коридорах трубчатки.

3. Измерения тепловых перемещений ПГ, проведенные на блоках 1, 3 БлнАЭС и пятом блоке НВАЭС, указали на сложный характер данных перемещений, свидетельствующих о том, что в переходных режимах имеет место и частичное заземление опор ПГ, и кручение ПГ как целого вокруг «горячего» коллектора.

Измерения на Балаковской АЭС были первыми в серии таких работ. Для измерений в режимах разогрева-расхолаживания и регулирования мощности применены датчики тепловых перемещений, установленные на каждой циркуляционной петле в количестве 6 штук.

Получено, что при расхолаживании энергоблока траектории перемещений U-образногогиба ГЦТ практически линейны (рис.8). В противоположность этому, траектории перемещений парогенератора для этого же режима существенно нелинейны, что свидетельствует о наличии «подкруток» ПГ.

Другой особенностью перемещений является наличие малых (величиной около 1 мм) нелинейных перемещений в конце расхолаживания. Можно предполо-

жить, что они связаны с разной температурой ГЦТ и паропроводов на конечном этапе расхолаживания, который проводится путем охлаждения ГЦТ системой СА03 низкого давления и который может приводить к разнице в температурах отдельных петель.

Результаты измерения тепловых перемещений парогенераторов петь 1 и 3 на блоке 5 НВАЭС в зарегистрированных переходных режимах работы представлены графиками, для примера на рис.9 показано перемещение оборудования в начале разогрева.

Из представленных данных видно, что тепловые перемещения ГЦК в целом монотонно отслеживают рост температуры первого контура. Особенно наглядно это проявляется на участках разогрева с постоянной скоростью изменения температуры первого контура.

Каких-либо значимых нелинейных эффектов, которые бы свидетельствовали о частичном заземлении опор ПГ, не выявлено.

С другой стороны, зафиксированы индивидуальные особенности в тепловых перемещениях контролируемых петель 1 и 3.

К окончанию разогрева (при одинаковой температуре в горячих и холодных нитках ГЦК) происходит поворот корпуса 5ПГ-1 по часовой стрелке вокруг оси «горячего» коллектора на величину до 7 мм, а 5ПГ-3 – на величину 2,5 мм. При наборе мощности с увеличением температуры горячей нитки и 5ПГ-1, и 5ПГ-3 «доворачивают» на величину до 1,0 мм в этом же направлении. Это означает, что в сечении швов 111 (где толщина стенки минимальна и составляет 72 мм) в переходных режимах создаются дополнительные скручивающие усилия.

Кроме того, в результате индивидуального поведения ПГ конечная величина их перемещений отличается на величину до 10 мм. Однако это связано не с защемлением опор, а с дополнительными усилиями, приходящими от оборудования смежных систем. Наиболее вероятно, что данный факт объясняется различной трассировкой паропроводов, связанных с парогенераторами и воздействующими на них.

Завершающим этапом выполненного исследования стала выработка мероприятий по снижению термомеханической нагруженности критических элементов ПГ. К основным из них относятся

- комплекс мероприятий по исключению частичного заземления опор ПГ;
- реконструкция системы водопитания ПГ с исключением периодических заб-

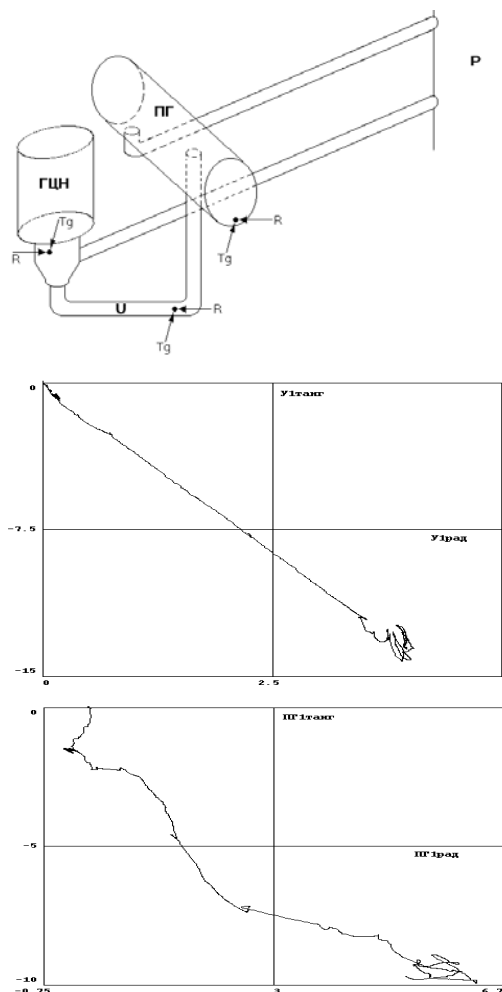


Рис. 8. Результаты измерения тепловых перемещений на третьем энергоблоке Балаковской АЭС

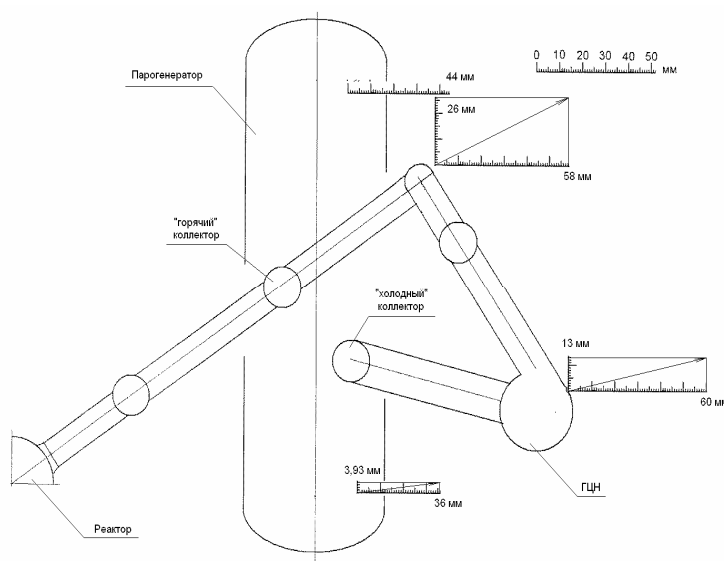


Рис. 9. Перемещение основного оборудования первой петли от начала разогрева теплоносителя до 280 °С

росов относительно холодной питательной воды в режимах с малым расходом пара из ПГ;

- модернизация системы продувки ПГ с исключением захлаживания «карманов» коллекторов из-за обратных токов продувочной воды.

Данные мероприятия реализованы на действующих АЭС с реакторами ВВЭР-440 и ВВЭР-1000.

### Литература

1. Кондаков Г. Ф. Повышение работоспособности сварных тонкостенных конструкций. – М.: Изд-во МГТУ им. Н.Э.Баумана, 2004.
2. Трофимов М.А., Усанов Д.А. Управление ресурсными характеристиками технологического оборудования АЭС/Материалы XI Международной научно-практической конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров». Обнинск, 29 сентября-2 октября 2009 г.: Тезисы докладов. Обнинск: НОУ «ЦИПК», 2009. – С. 87-88.
3. Логвинов С.А. и др. Исследование пульсаций давления теплоносителя в проточной части реакторов типа ВВЭР-440//Динамические напряжения и деформации в элементах энергетического оборудования. – М.: Наука, 1977.
4. Абрамов В.В., Гусаров А.А., Каплунов С.М. Современное состояние и направления исследования динамических напряжений и деформаций в атомных реакторах//Динамические напряжения и деформации в элементах энергетического оборудования. – М.: Наука, 1977.
5. Махутов Н.А., Фролов К.В., Стекольников В.В. и др. Экспериментальные исследования деформаций и напряжений в водо-водяных энергетических реакторах. – М.: Наука, 1990.

Поступила в редакцию 24.06.2010

## ОБРАЗОВАНИЕ И ПОВЕДЕНИЕ СОЕДИНЕНИЙ УРАНА (V) В ХЛОРИДНЫХ РАСПЛАВАХ

**Д.Е. Александров, В.А. Волкович, Б.Д. Васин, Д.С. Мальцев**  
*ФГАОУВПО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина»,  
г. Екатеринбург*



Уранилсодержащие хлоридные расплавы могут быть использованы для производства свежего и переработки облученного оксидного ядерного топлива пирохимическими методами. Промежуточными продуктами восстановления ионов  $UO_2^{2+}$  являются соединения U(V). Рассмотрены возможные реакции, приводящие к образованию в расплавах на основе хлоридов щелочных металлов ионов урана (V). Представлены результаты экспериментальных исследований взаимодействия молибдена с уранилсодержащими расплавами на основе LiCl, NaCl-KCl, 3LiCl-2KCl и NaCl-2CsCl при 550–850°C. Показано, что реакция ведет к образованию ионов  $UO_2Cl_4^{3-}$  и твердого диоксида урана, соотношение которых определяется температурой и катионным составом расплава.

**Ключевые слова:** хлоридные расплавы, уран, облученное ядерное топливо, неводные методы переработки

**Key words:** chloride melts, uranium, irradiated nuclear fuel, non-aqueous reprocessing.

В настоящее время промышленная переработка облученного ядерного топлива (ЯТ) осуществляется с помощью жидкостной экстракции. Среди разрабатываемых альтернативных неводных методов важное место занимают пирозлектрохимические процессы, в которых в качестве рабочих сред используются хлоридные расплавы. Очевидно, что для оптимизации технологических операций, связанных с переработкой или получением оксидного уранового ЯТ, необходима детальная информация о поведении и ионно-координационном состоянии целевых компонентов (и прежде всего урана) в солевых расплавах, а также об окислительно-восстановительных (включая электродные) процессах с одновременным участием урана, продуктов деления и элементов конструкционных материалов.

Уран в хлоридных расплавах может присутствовать в виде растворимых соединений, содержащих металл в степенях окисления от +3 до +6 –  $UCl_6^{3-}$ ,  $UCl_6^{2-}$ ,  $UO_2Cl_4^{3-}$  и  $UO_2Cl_4^{2-}$ . Соединения пятивалентного урана изучены менее других, и при рассмотрении процессов, протекающих в урансодержащих хлоридных расплавах, данной ионной формы урана зачастую пренебрегают. Детальное исследование подобных систем, однако, показывает, что во многих случаях ионы U(V) образуются в ходе окислительно-восстановительных реакций с участием U(IV) или U(VI). Так, ионы урана (V) являются промежуточными соединениями при катодном вос-



становлении хлорида уранила [1], а также при восстановлении ионов уранила водородом [2] в хлоридных расплавах. Термическое разложение хлорида уранила также приводит к образованию в расплаве ионов урана (V) [3–6]. В определенных условиях ионы пентавалентного урана образуются в расплавах при взаимодействии диоксида урана с хлористым водородом [7] и при окислении ионов U(IV) кислородом.

Очевидно, что в расплавах, содержащих помимо ионов урана соединения других элементов, возможно протекание реакций, также приводящих к образованию урана (V). Однако данный вопрос в литературе освещен слабо. Влияние некоторых примесных элементов на процесс катодного осаждения диоксида урана рассматривалось в [8, 9]. При электролитическом выделении  $UO_2$  из расплавов, содержащих ионы Zr(IV), происходит загрязнение катодного продукта диоксидом циркония, а в присутствии ионов Nb(V) образуется твердый раствор  $UO_2$ -NbO<sub>2</sub>. При выдержке таблетки из диоксида урана в расплаве, содержащем ионы Zr(IV) или Nb(V), образуются соответственно диоксид циркония или пентаоксид ниобия в результате обменных процессов [8]. При электролизе расплавов, содержащих ионы  $UO_2^{2+}$  и  $Ru^{3+}$ ,  $Rh^{3+}$  или  $Pd^{2+}$ , происходит выделение диоксида урана и соответствующего платинового металла [9]. В присутствии в расплаве кислородсодержащих ионов молибдена  $MoO_4^{2-}$  происходит осаждение  $UO_2$  и  $MoO_2$  в виде самостоятельных фаз. Взаимодействие ионов уранила с молибденом и платиной в расплаве NaCl-KCl отмечено в [10], однако механизмы процессов исследованы не были. Взаимодействие уранил-ионов с рядом элементов, имитирующих продукты деления (Te, Pd, Ag, Nb, Zr), а также ионами ниобия и циркония в расплавах на основе NaCl-2CsCl, NaCl-KCl и 3LiCl-2KCl при 550–850°C было подробно рассмотрено в [11]. В зависимости от природы восстановителя в расплаве возможно образование комплексных ионов  $UO_2Cl_4^{3-}$ ,  $UCl_6^{2-}$  и  $UCl_6^{3-}$  и диоксида урана.

По своим электрохимическим свойствам в расплавленных хлоридах щелочных металлов молибден занимает промежуточное положение между электроположительными и электроотрицательными продуктами деления. При выгорании 40 ГВт-сут/т У ЯТ содержит более 4 кг молибдена на тонну урана. В облученном оксидном топливе молибден может присутствовать в виде металла (в сплавах с электроположительными продуктами деления), диоксида, триоксида и молибdates щелочных и щелочноземельных металлов. С другой стороны, металлический молибден является важным конструкционным материалом, используемым при работе с хлоридными расплавами. Очевидно, что присутствие молибдена в контакте с технологическими расплавами может оказывать влияние на ионно-координационное состояние компонентов расплава, включая уран. В открытой литературе отсутствуют данные о взаимодействии молибдена с хлоридными расплавами, содержащими ионы уранила.

В настоящей работе было изучено взаимодействие металлического молибдена с уранилсодержащими расплавами на основе LiCl, эквимольной смеси NaCl-KCl и эвтектических смесей 3LiCl-2KCl и NaCl-2CsCl в интервале температур от 550 до 850°C. В качестве основного метода исследования протекающих процессов была использована высокотемпературная электронная спектроскопия поглощения, позволяющая непосредственно отслеживать изменение концентраций различных ионов в расплаве, а также судить об ионно-координационном состоянии интересующих элементов. Экспериментальная установка, конструкции ячеек и методики выполнения спектроскопических измерений и подготовки солей описаны в [12–13].

Исходный уранилсодержащий хлоридный расплав готовили растворением навески концентрированного хлоридного плава, содержащего хлорид уранила(VI)

в выбранной соли-растворителе. Затем в расплав погружали молибденовую проволоку (диаметром 2 мм) и за протеканием реакции следили по изменению электронных спектров поглощения (ЭСП) расплава, а также по изменению величин электродных потенциалов молибденового и стеклоглеродного электродов. Величины электродных потенциалов измеряли относительно хлоридсеребряного электрода сравнения (Ag/AgCl 1 мол.% в NaCl-2CsCl). В исследуемых расплавах определяли исходную и конечную концентрации урана и конечную концентрацию молибдена,  $[U]_{исх.}$ ,  $[U]_{кон.}$  и  $[Mo]_{кон.}$  соответственно. Величину средней степени окисления урана в расплаве ( $n_{U^{cp.}}$ ) оценивали по результатам оксидиметрического титрования [14], при этом предполагали, что молибден в расплаве присутствовал в виде ионов Mo(III).

С целью определения влияния температуры на процесс взаимодействия молибдена с уранилсодержащими расплавами была выполнена серия экспериментов в электролитах на основе эвтектической смеси NaCl-2CsCl при 550, 650 и 750°C. В ходе реакции оптическая плотность расплава в видимой области спектра плавно возрастала, и в ЭСП проявлялись полосы, соответствующие поглощению комплексных хлоридных ионов урана(V)  $UO_2Cl_4^{3-}$  (около 630 и 780 нм) и молибдена(III)  $MoCl_6^{3-}$  (в области 610 и 670 нм). В качестве примера на рис. 1 представлено изменение ЭСП расплава при 650°C. Видно, что концентрации ионов Mo(III) и U(V) в электролите возрастают. Таким образом, в ходе данной реакции происходит окисление металлического молибдена и восстановление ионов уранила с образованием растворимых в расплаве соединений молибдена(III) и урана(V):

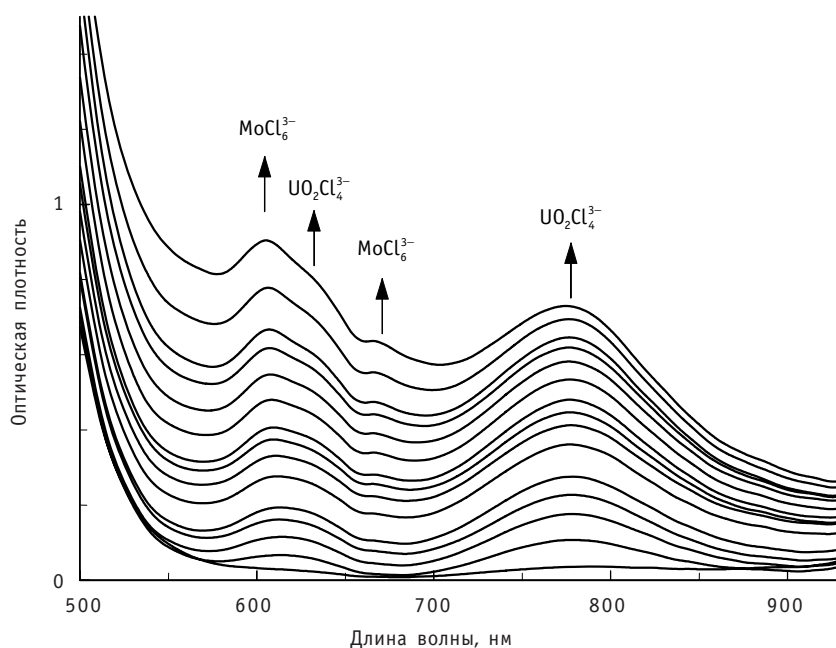
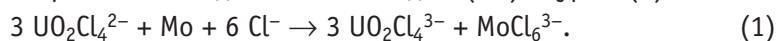


Рис. 1. ЭСП, зарегистрированные в ходе реакции металлического молибдена с  $UO_2Cl_2$  в расплаве NaCl-2CsCl при 650°C. Начальная концентрация U – 0,85 масс.%. Общая продолжительность реакции 116 мин. Стрелками показано направление изменения спектральной картины

Реакция в расплаве NaCl-KCl при 750°C протекала аналогичным образом. Для дополнительного исследования возможного влияния катионного состава соли-растворителя на изучаемый процесс были проведены эксперименты в литийсодер-

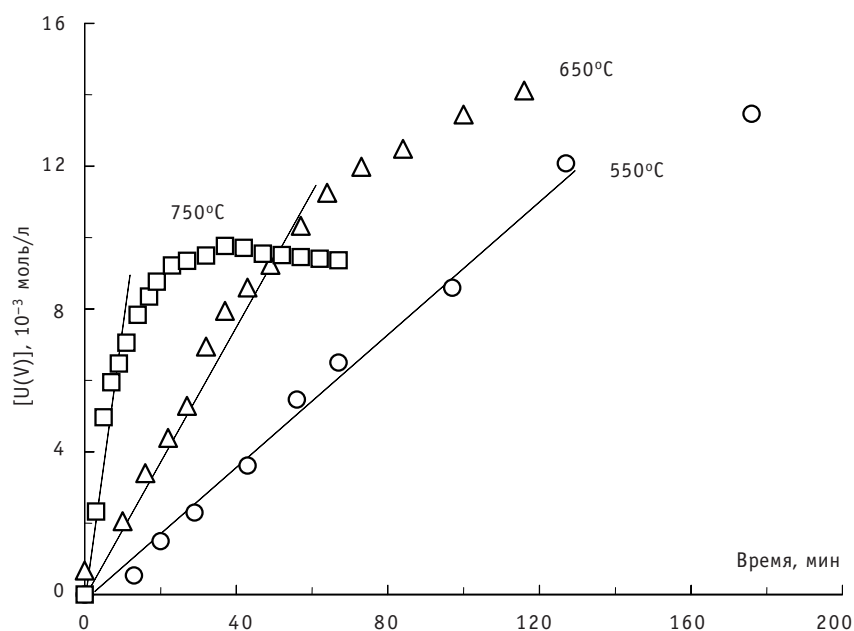


Рис. 2. Влияние температуры на концентрацию ионов U(V) в расплаве NaCl-2CsCl при восстановлении U(VI) молибденом (начальная концентрация U 0,8 – 0,9 масс.%)

жащих расплавах, 3LiCl-2KCl и LiCl, при 750°C. Характер взаимодействия молибдена с расплавом был несколько иным. Концентрация ионов урана(V) в расплаве быстро (2 мин в LiCl и 16 мин в 3LiCl-2KCl) достигала максимальной величины и затем начинала уменьшаться. Скорость изменения концентрации ионов урана(V) можно оценить из ЭСП, используя величины оптической плотности в области 780 нм, где ионы уранила(VI) и молибдена(III) не поглощают. Результаты, полученные в расплаве NaCl-2CsCl при различных температурах и в различных по катионному составу расплавах при 750°C, представлены на рис. 2 и 3 соответственно.

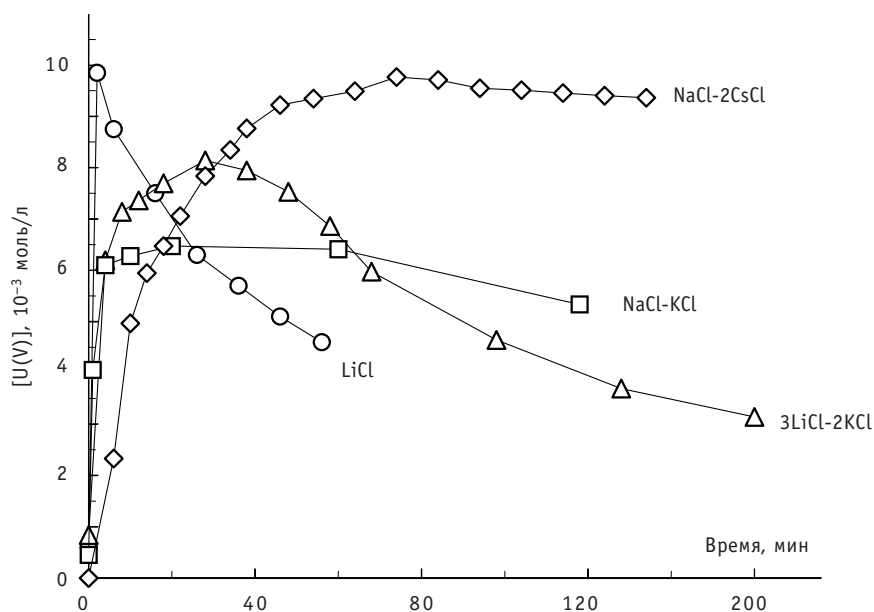


Рис. 3. Влияние катионного состава расплава на концентрацию ионов U(V) при восстановлении U(VI) молибденом при 750°C (начальная концентрация U 0,8 – 0,9 масс.%)

Из представленных результатов видно, что повышение температуры приводит к возрастанию скорости образования ионов урана(V) в расплаве (рис. 2). К этому же ведет и увеличение исходной концентрации ионов уранила(VI). После достижения некоторого максимального значения, концентрация ионов урана(V) в расплавах на основе NaCl-2CsCl стабилизировалась, в расплаве на основе NaCl-KCl она затем плавно уменьшалась (рис. 3). В расплавах 3LiCl-2KCl концентрация U(V) снижалась быстрее, чем в NaCl-KCl, и период времени, в течение которого концентрация  $\text{UO}_2\text{Cl}_4^{3-}$  оставалась постоянной, был меньше. В расплаве LiCl концентрация ионов урана(V) быстро достигла максимального значения и затем немедленно начала снижаться (рис. 3). Это свидетельствует о том, что устойчивость комплексных ионов  $\text{UO}_2\text{Cl}_4^{3-}$  уменьшается с увеличением поляризующей способности катионов щелочного металла, образующих вторую координационную сферу, т.е. при переходе от расплава NaCl-2CsCl к LiCl.

Во всех исследованных системах поверхность молибденовой проволоки, погруженной в расплав, по окончании эксперимента была покрыта слоем черных кубических кристаллов; пример внешнего вида осадка (фотография сделана с помощью оптического микроскопа до отмывки солевого электролита) представлен на рис. 4. Анализ отмытых кристаллов показал присутствие в них урана, молибден и другие металлы обнаружены не были. На основании габитуса кристаллов можно заключить, что они являются диоксидом урана (хотя нельзя полностью исключить возможность образования близкой по структуре кубической фазы  $\text{U}_4\text{O}_{9-y}$ ). Диоксида молибдена в осадках обнаружено не было, что указывает на отсутствие в расплаве кислородсодержащих ионов молибдена. Ранее [9] было показано, что  $\text{MoO}_2$  образуется из хлоридных расплавов, содержащих ионы  $\text{MoO}_2^{2+}$ , а при совместном электролитическом восстановлении ионов  $\text{UO}_2^{2+}$  и  $\text{MoO}_2^{2+}$  из расплава NaCl-2CsCl происходит осаждение не взаимодействующих друг с другом оксидов  $\text{UO}_2$  и  $\text{MoO}_2$  (последнего в виде характерных столбчатых кристаллов).

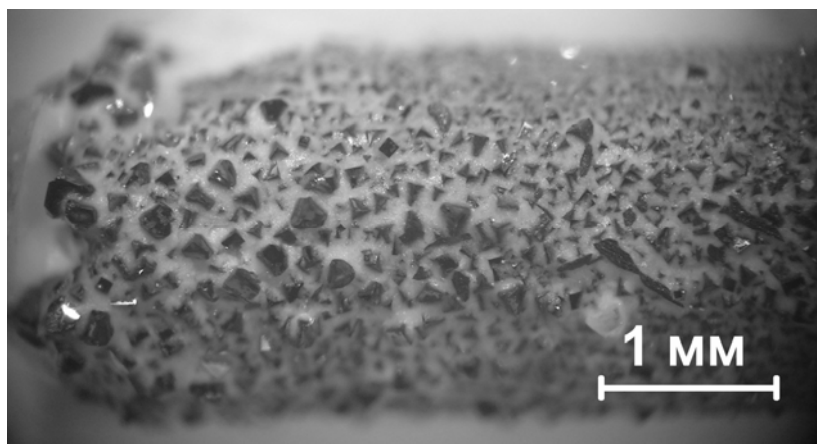
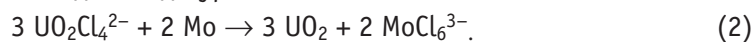


Рис. 4. Кристаллы диоксида урана, образовавшиеся на поверхности молибденовой проволоки в расплаве NaCl-2CsCl+ $\text{UO}_2\text{Cl}_2$  при 650°C (увеличение×14)

Полученные результаты показывают, что молибден способен восстанавливать хлоридные соединения уранила(VI) до растворимых в расплаве соединений урана(V), реакция (1), или диоксида урана:



С целью изучения поведения системы во времени и определения возможности достижения равновесного состояния было проведено измерение величин элект-

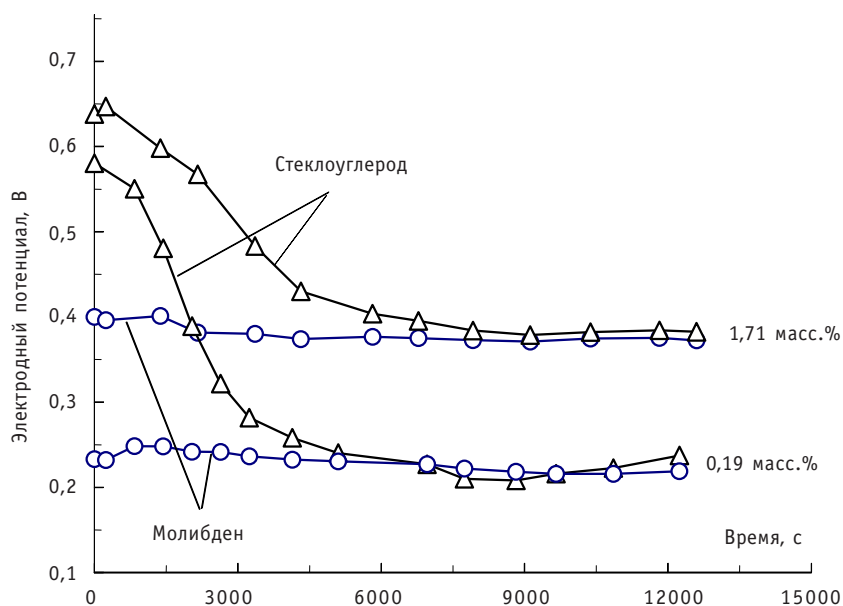


Рис. 5. Изменение величин электродных потенциалов (на молибдене и стеклоуглероде) при 550°C в расплаве  $\text{NaCl-2CsCl+UO}_2\text{Cl}_2$  при различных исходных концентрациях урана (указаны для каждого графика) при контакте с металлическим Мо

родных потенциалов на рабочем молибденовом и на индикаторном стеклоуглеродном электродах, погруженных в расплав. В расплавах на основе  $\text{NaCl-KCl}$  и  $\text{NaCl-2CsCl}$  через 30–100 мин после введения молибдена, в зависимости от исходной концентрации урана и температуры, значения потенциалов обоих электродов становились одинаковыми и не изменялись во времени – свидетельство того, что система приходила к равновесию. Примеры зависимостей величин электродных потенциалов от времени представлены на рис. 5. В расплавах  $\text{LiCl}$  и  $3\text{LiCl-2KCl}$  концентрация урана в расплаве и величины электродных потенциалов постоянно понижались, разница между значениями потенциалов на молибденовом и стеклоуглеродном электродах составляла 0,05–0,08 В (рис. 6). Это свидетельствует о том, что за время эксперимента процесс восстановления не завершился.

Результаты экспериментов по восстановлению соединений уранила(VI) металлическим молибденом в расплавах хлоридов щелочных металлов обобщены в табл. 1. Снижение исходной концентрации  $\text{U(VI)}$  в расплаве приводит к более высокой степени восстановления урана. Так в расплаве  $\text{NaCl-2CsCl}$  средняя степень окисления урана в конечном расплаве снизилась с 5,85 до 5,04 при уменьшении исходной концентрации урана от 1,71 до 0,19 масс.%, т.е. доля  $\text{U(V)}$  в расплаве возросла с 15 до 96%. В то же время доля урана, восстановленного до  $\text{UO}_2$ , также возросла примерно от четверти до почти половины (от исходного количества загруженного урана). Повышение температуры при постоянной исходной концентрации  $\text{U(VI)}$  привело к аналогичным результатам. При повышении температуры от 550 до 750°C средняя степень окисления урана в конечном расплаве снизилась с 5,56 до пяти, и доля урана, оставшегося в расплаве, уменьшилась с 65 до 21% от исходного.

В расплавах на основе  $\text{LiCl}$  и  $3\text{LiCl-2KCl}$  по окончании эксперимента не более 10% урана (от исходного количества) оставалось в растворенной форме. Как показали результаты измерения электродных потенциалов, за время проведения эксперимента равновесия в системе в этих электролитах достигнуто не было. Можно ожидать, что более продолжительная выдержка расплава в контакте с молибденом приведет к практически полному восстановлению урана(VI) до  $\text{UO}_2$ .

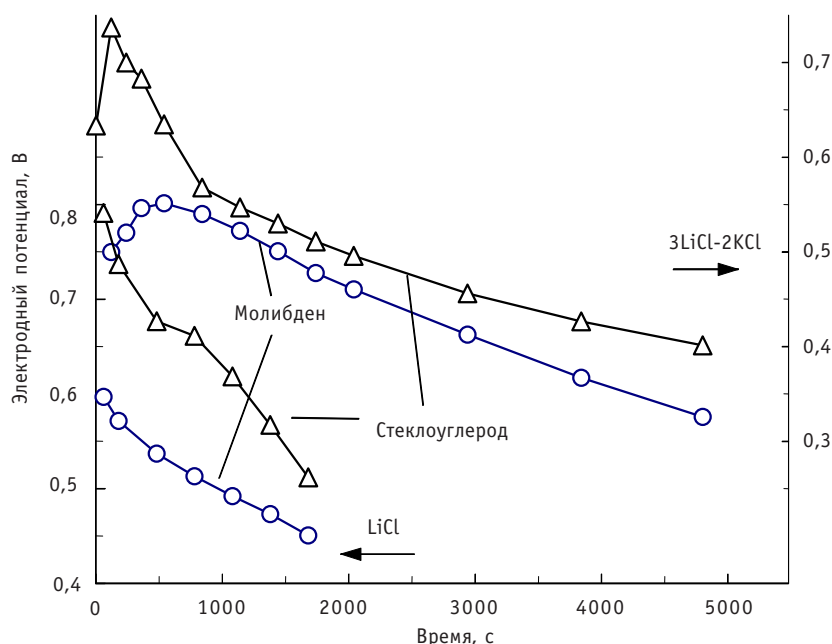


Рис. 6. Изменение величин электродных потенциалов (на молибдене и стеклоуглероде) при 750°C в расплавах на основе LiCl и 3LiCl-2KCl, содержащих  $UO_2Cl_2$ , при контакте с металлическим Mo

Измерение электродных потенциалов в расплавах NaCl-2CsCl и NaCl-KCl показало, что к окончанию экспериментов система достигла равновесия. Данные по средней степени окисления урана в конечных расплавах (табл. 1) указывают на то, что после восстановления в солевой фазе помимо ионов урана(VI) присутствовали и ионы U(V), а в некоторых экспериментах итоговые расплавы содержали только ионы урана(V). Следует учитывать, что при этом на поверхности молибдена присутствовал  $UO_2$ . Это означает, что в расплаве в равновесии с диоксидом урана и молибденом присутствуют ионы урана(V), и их доля при низких концентрациях урана может достигать 100%. Это важно учитывать при разработке и анализе методов электролитического выделения  $UO_2$  из хлоридных расплавов, поскольку от степени окисления урана в электролите зависит выход по току, а следовательно, и эффективность процесса.

Таблица 1

**Взаимодействие уранилсодержащих хлоридных расплавов с молибденом**

Расплав	$T, ^\circ C$	$[U]^{исх.}, \text{масс.}\%$	Время, мин	$[U]^{кон.}, \text{масс.}\%$	Доля U, оставшегося в расплаве, %	$\eta_{U}^{ср.}$	$[Mo]^{кон.}, \text{масс.}\%$
NaCl-2CsCl	550	1,71	210	1,32	77	5,85	0,024
	550	0,85	176	0,55	65	5,56	0,029
	550	0,52	267	0,32	62	5,44	0,016
	550	0,19	204	0,10	52	5,04	0,012
	650	0,85	116	0,39	46	5,05	0,051
	750	0,81	67	0,17	21	5,0	0,071
LiCl	750	0,78	28	0,10	13	—	0,036
3LiCl-2KCl	750	0,92	80	0,06	7	—	0,027
NaCl-KCl	750	0,93	59	0,32	34	5,1	0,020



Выделение диоксида урана на поверхности молибдена, погруженного в уранил-содержащий расплав, открывает возможность использования такой операции для очистки расплава от ряда элементов, представляющих собой электроположительные продукты деления. При пирозлектрохимической переработке оксидного топлива реакторов на быстрых нейтронах для выделения электроположительных продуктов деления из расплава после растворения ОЯТ предусмотрена операция предварительного электролиза, в ходе которой на катоде осаждается некоторая часть диоксида урана совместно с рутением, родием, палладием, диоксидами ниобия и циркония [15]. Введение в технологический расплав молибденового стержня позволит осуществить такую операцию без применения электрического тока, Ru, Rh и Pd выделяются на молибдене в виде металлов, а цирконий и ниобий образуют диоксиды по обменным реакциям с образовавшимся диоксидом урана. Очистить расплав от перешедших в него ионов Mo(III) можно хлорированием, переведя молибден в летучий пентахлорид.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основании результатов спектроскопических и электрохимических исследований было показано, что при взаимодействии металлического молибдена с хлоридными расплавами, содержащими ионы уранила(VI), происходит образование в расплаве ионов урана(V) и последующее их восстановление до диоксида урана. Глубина протекания процесса восстановления определяется температурой и катионным составом соли растворителя. С уменьшением радиуса катиона соли-растворителя или повышением температуры возрастает степень восстановления урана(VI) до  $UO_2$ . В расплавах на основе NaCl-2CsCl и NaCl-KCl в равновесии с диоксидом урана присутствуют ионы урана(VI) и урана(V), причем доля ионов U(V) возрастает с температурой или при понижении общей концентрации урана в расплаве.

## Литература

1. Nagai T., Fujii T., Shirai O., Yamana H. Study on redox equilibrium of  $UO_2^{2+}/UO_2^{+}$  in molten NaCl-2CsCl by UV-vis spectrophotometry//J. Nucl. Sci. Technology. – 2004. – V. 41. – № 6 – P. 690-695.
2. Волкович В.А., Васин Б.Д., Александров Д.Е., Хабибуллин Т.К. Взаимодействие уранилсодержащих хлоридных расплавов с водородом//Расплавы. – 2009. – Вып. 5. – С. 27-30.
3. Wenz D.A., Adams M.D., Steunenberg R.K. Formation and spectra of uranyl(V) chloride in molten chloride solvents//Inorg. Chem. – 1964. – V. 3. – № 7. – P. 989-992.
4. Adams M.D., Wenz D.A., Steunenberg R.K. Observation of a uranium(V) species in molten chloride salt solutions//J. Phys. Chem. – 1963. – V. 67. – № 9. – P. 1939-1941.
5. Stromatt R.W. Studies on the electroreduction of uranyl (VI) in molten equimolar KCl-NaCl by chronopotentiometric and electrode impedance measurements//J. Electrochem. Soc. – 1963. – V. 110. – № 12. – P. 1277-1282.
6. Волкович В.А., Васин Б.Д., Александров Д.Е. и др. Термическое разложение хлорида уранила в расплавах хлоридов щелочных металлов/Сб. трудов. – Екатеринбург: Свердловский химмаш, 2009. – Вып. 16(80). – С. 103-109.
7. Volkovich V.A., Polovov I.B., Vasin B.D. et al. Effect of melt composition on reaction of uranium dioxide with hydrogen chloride in molten alkali chlorides//Z. Naturforsch. – 2007. – V. 62a. – № 10-11. – P. 671-676.
8. Комаров В.Е., Бородин Н.П., Мартеньянова З.С. Влияние циркония и ниобия на процесс катодного осаждения диоксида урана в расплавленных хлоридах щелочных металлов//Радиохимия. – 1995. – Т. 37. – Вып. 4. – С. 326-330.
9. Комаров В.Е., Бородин Н.П., Смоленский В.В. Поведение примесных элементов при электрокристаллизации  $UO_2$  из расплавленных солевых электролитов//Радиохимия. – 2003. – Т. 45. – Вып. 6. – С. 506-510.



10. Смирнов М.В., Скиба О.В. Катодные процессы при электролизе расплавов NaCl-KCl, содержащих  $UCl_3$ ,  $UCl_4$  и  $UO_2Cl_2$ /Сб. трудов. – Свердловск: Ин-т электрохимии УФАИ СССР, 1963. – Вып. 4. – С. 17-28.
11. Волкович В.А., Александров Д.Е., Васин Б.Д. и др. О восстановлении уранил-ионов в хлоридных расплавах//Расплавы. – 2009. – Вып. 6. – С. 68-74.
12. Volkovich V.A., May I., Charnock J.M., Lewin B. Reactions and speciation of technetium and rhenium in chloride melts: a spectroscopy study//Phys. Chem. Chem. Phys. – 2002. – V. 4. – № 23. – P. 5753-5760.
13. Волкович В.А., Данилов Д.А., Васин Б.Д., Хохряков А.А. Спектроскопическое исследование рения в расплавах галогенидов щелочных металлов//Расплавы. – 2006. – Вып. 4. – С. 21-28.
14. Vasin B.D., Maslov S.V., Volkovich V.A. et al. Application of oxidimetry for determining speciation of transition metals in molten chlorides / Proc. 7-th Int. Symp. Molten Salts Chemistry and Technology (29 Aug.-2 Sep. 2005, Toulouse, France). – V. 1. – P. 335-340.
15. Васин Б.Д., Волкович В.А. Неводные методы переработки облученного ядерного топлива. – Екатеринбург: УГТУ-УПИ, 2009. – 79 с.

Поступила в редакцию 11.03.2010

## ОСОБЕННОСТИ ТЕПЛОВОГО РЕЖИМА ПОДЗЕМНОГО ОБЪЕКТА ИЗОЛЯЦИИ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ МАТЕРИАЛОВ (КОНТЕЙНЕРНЫЙ ВАРИАНТ)

**П.В. Амосов\*, А.В. Подшивалова\*\***

*\*Учреждение РАН Горный институт КНЦ РАН, г. Апатиты*

*\*\*Кольский филиал Петрозаводского государственного университета, г. Апатиты*



Представлены результаты исследования методом численного моделирования теплового режима подземного объекта долговременного хранения отработавшего ядерного топлива (контейнерный вариант). Выполнен анализ максимальных значений температуры в областях модели при вариации коэффициента теплопроводности области источника и расхода воздуха, подаваемого в горную выработку. Отмечены особенности пространственного распределения температуры в областях модели и показано соблюдение требований тепловой безопасности функционирования объекта для ламинарного режима проветривания.

**Ключевые слова:** тепловыделяющие материалы, численное моделирование, безопасность.

**Keywords:** heat generating materials, numerical modelling, safety.

### ВВЕДЕНИЕ

В соответствии с государственной стратегией использования замкнутого топливного цикла облученное топливо судовых ядерных энергетических установок Мурманской области должно быть направлено на радиохимическую переработку. Однако на текущий момент существует ряд видов топлива, технология переработки которого не реализована. К таким видам отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) специалисты [1–3] помимо неперерабатываемых топливных композиций (уран-циркониевое и уран-берилиевое) относят дефектные отработавшие тепловыделяющие сборки, которые не соответствуют нормативным требованиям к топливу, отправляемому на переработку. Отсюда возникает постановка вопроса о необходимости долговременного хранения проблемных видов ОЯТ до решения принципиального вопроса по его переработке или окончательному захоронению.

Специалисты Горного института КНЦ РАН [2, 3] с целью обеспечения современных требований экологической безопасности при обращении с ОЯТ предложили два варианта долговременного хранения топлива в подземном хранилище, которое размещается в кристаллических породах северо-западного региона. Пер-

вый вариант хранения предполагает размещение топлива во встроенной железобетонной конструкции. Оценка теплового режима при указанном способе размещения топлива авторами выполнялась ранее [4, 5]. Второй вариант – хранение ОЯТ в контейнерах. Именно для контейнерного способа хранения в статье представлены некоторые особенности теплового режима подземного объекта изоляции. Для выполнения численных экспериментов использован хорошо верифицированный программный продукт COMSOL (компания COMSOL Group) [6, 7].

### ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Для выполнения исследований в работе реализован так называемый мультифизический режим, когда в процесс моделирования одновременно включены несколько физических процессов. Нестационарное уравнение переноса тепла в задаче теплового режима объекта с учетом конвективного слагаемого (отличного от нуля в воздушной среде) записывается стандартным образом [6]:

$$\rho C_p (\partial T / \partial t) - \nabla \cdot (-\lambda \nabla T + \rho C_p T u) = q_v,$$

где  $\rho$  – плотность;  $C_p$  – теплоемкость;  $\lambda$  – коэффициент теплопроводности;  $u$  – вектор скорости воздуха, определяемый из решения уравнений Навье-Стокса для несжимаемой жидкости;  $\nabla$  – оператор Гамильтона;  $q_v$  – источниковый член, описывающий генерацию тепла вследствие радиоактивного распада изотопов. Попытки авторов, используя возможности программного продукта, включить в уравнения Навье-Стокса силы плавучести в приближении Буссинеска [8] для указанного ниже начального значения мощности остаточных энерговыделений оказались неудачными.

Как и ранее [4, 5], модуль представляет собой камерную выработку, но для хранения ОЯТ используются отдельные контейнеры. Необходимые для построения двумерной модели геометрические параметры приведены на рис. 1. Использование в исследовании плоской задачи объясняется несколькими причинами, выстроенными, по мнению авторов, в порядке убывания значимости: существенная экономия компьютерных ресурсов; простота визуализации результатов; применение модельного примера теоретического проекта. В модели выделены следующие области: источник тепловыделений (контейнеры), воздух помещения и окружающий вмещающий массив (рис. 1).

Значения теплофизических параметров сложных гетерогенных систем могут быть вычислены с помощью соотношений, приведенных в работе [9]. Именно так

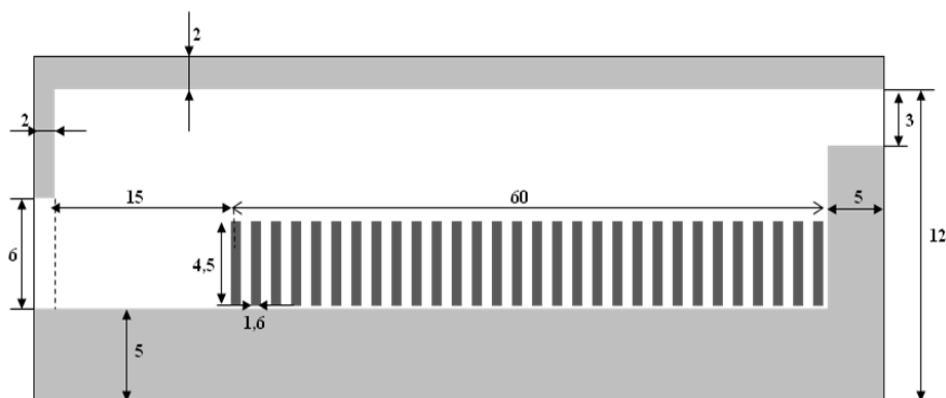


Рис.1. Геометрические параметры модели подземного объекта хранения тепловыделяющих материалов в контейнерах (размеры в метрах): ■ – источник тепловыделений; ■ – вмещающий массив; □ – воздух в помещении выработки

авторы и поступили по отношению к плотности и теплоемкости области источника. При выборе численных значений двух параметров модели имелись определенные сомнения. Речь идет о коэффициенте теплопроводности контейнера  $\lambda_{\text{ист}}$ , состоящего из нескольких разнородных материалов с большим разбросом значений этого параметра (ОЯТ, железобетон, воздух), и расходе подаваемого воздуха  $Q$ . Выполненные оценки значений коэффициента теплопроводности  $\lambda_{\text{ист}}$  контейнера с учетом некоторой неопределенности его составляющих позволили остановиться на двух значениях: 1 и 3 Вт/(м·К). Для расхода воздуха  $Q$ , подаваемого в модуль хранения, приняты три значения: 0,06; 0,18 и 0,30 м³/с. Отметим еще раз, что при указанных на рис. 1 геометрических размерах модуля принятые для численных экспериментов значения расхода обеспечивают вязкостное течение воздуха.

Начальные температуры областей модели  $T_0$  и значения теплофизических параметров, заимствованные в работах [9–11], приведены в таблице. Условия на внешних границах модели теплофизической задачи стандартные: на исходящей струе воздуха условие конвективного потока, на всех остальных – Дирихле (либо температура массива, либо температура подаваемого воздуха).

Таблица 1

**Начальные температуры и физические параметры областей модели**

	$T_0$ , К	$C_p$ , Дж/(кг·К)	$\lambda$ , Вт/(м·К)	$\rho$ , кг/м³	$\eta$ , Па·с
Воздух	288	1000	0,0239	1,22	$1,79 \cdot 10^{-5}$
Гранит	285	740	3,0	2490	
Контейнер	300	580	1,0 и 3,0	5860	

Кривая объемной мощности остаточных энерговыделений  $q_V$  [3] аппроксимирована с помощью программы MathCAD в виде полинома третьего порядка:

$$q_V = 9,149 - 0,224t + 0,00277t^2 - 1,651 \cdot 10^{-5}t^3 \text{ [Вт/м}^3\text{]},$$

где  $t$  – время (в годах).

В качестве критерия тепловой безопасности, как и ранее [4, 5], авторы ориентировались на следующие значения: температура поверхности источника не должна превышать 358 К, а гранита – 373 К [12].

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ И ИХ АНАЛИЗ

На рисунке 2 изображено пространственное распределение температуры для модели с отдельными контейнерами. На рисунке 2а визуализируется температурное поле в форме изоповерхностей, а рис. 2б – в форме обычных изолиний. Представленные распределения отвечают моменту времени порядка пяти лет от начала эксплуатации объекта изоляции. Отчетливо видны смещение максимума разогрева в области источника тепловыделений вниз по потоку воздуха и несимметричность ореола изолиний.

## Динамика температур в различных областях модели

Для построения графиков динамики температуры были проанализированы распределения температур во времени в узлах сетки исследуемых областей (источник, поверхность источника, гранит и воздух на выходе из модуля). Такой анализ позволил определиться с выбором сечений для построения динамики температур. На рисунке 3 показана динамика температур в точках их максимальных значений при размещении тепловыделяющих материалов в контейнерах при ва-

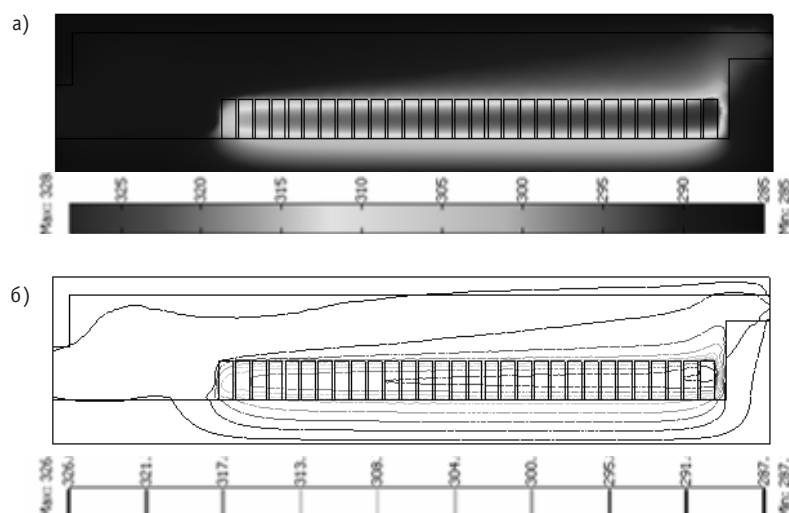


Рис. 2. Пример распределения температурного поля в подземном объекте хранения ОЯТ при размещении тепловыделяющих материалов в отдельных контейнерах: а) – изоповерхности; б) – изолинии

риации коэффициента теплопроводности материала контейнера  $\lambda_{\text{ист}}$  и расхода воздуха  $Q$  для четырех областей: источника, поверхности источника, гранита и воздуха на выходе из выработки. Как и при размещении ОЯТ во встроенной железобетонной конструкции [4, 5] обнаружено, что координаты точек с максимальными значениями температуры изменяются при вариации значений указанных выше параметров. Заметим, что в легенде рис. 3 отмечен факт изменения пространственных координат узлов сетки с максимальными температурами.

Анализ графиков динамики температуры в точках максимума (рис. 3) и расчетных значений позволил выявить следующие особенности.

**Область источника.** Максимальная температура ( $\sim 343$  K) при минимальном значении коэффициента теплопроводности для самого низкого расхода воздуха превышает аналогичную температуру при более высоком значении коэффициента теплопроводности почти на 16 K. С ростом значений расхода воздуха и при фиксированной величине коэффициента теплопроводности наблюдается снижение максимальных температур. Моменты времени, при которых достигаются максимальные температуры области источника, уменьшаются при увеличении как расхода воздуха, так и коэффициента теплопроводности.

**Поверхность источника.** Максимальная температура ( $\sim 339$  K) при минимальном значении коэффициента теплопроводности для самого низкого расхода воздуха превышает на 13 K аналогичную температуру при более высоком значении коэффициента теплопроводности. Здесь важно, что значение максимальной температуры поверхности источника удовлетворяет критерию тепловой безопасности: имеется температурный запас, порядка 19 K. «Ножницы» между максимальными температурами при  $\lambda_{\text{ист}}=1$  Вт/(м·K) и  $\lambda_{\text{ист}}=3$  Вт/(м·K) составляет 12,5 K при  $Q=0,06$  м<sup>3</sup>/с; 3,2 K при  $Q=0,18$  м<sup>3</sup>/с и всего 1,3 K при  $Q=0,30$  м<sup>3</sup>/с. Время достижения максимума температуры уменьшается с ростом расхода воздуха и при увеличении коэффициента теплопроводности источника, что наблюдалось и при размещении тепловыделяющих материалов во встроенной железобетонной конструкции.

Отметим следующий момент: при  $\lambda_{\text{ист}}=3$  Вт/(м·K) и  $Q=0,06$  м<sup>3</sup>/с прогнозируется минимальное различие между максимальными температурами источника и его

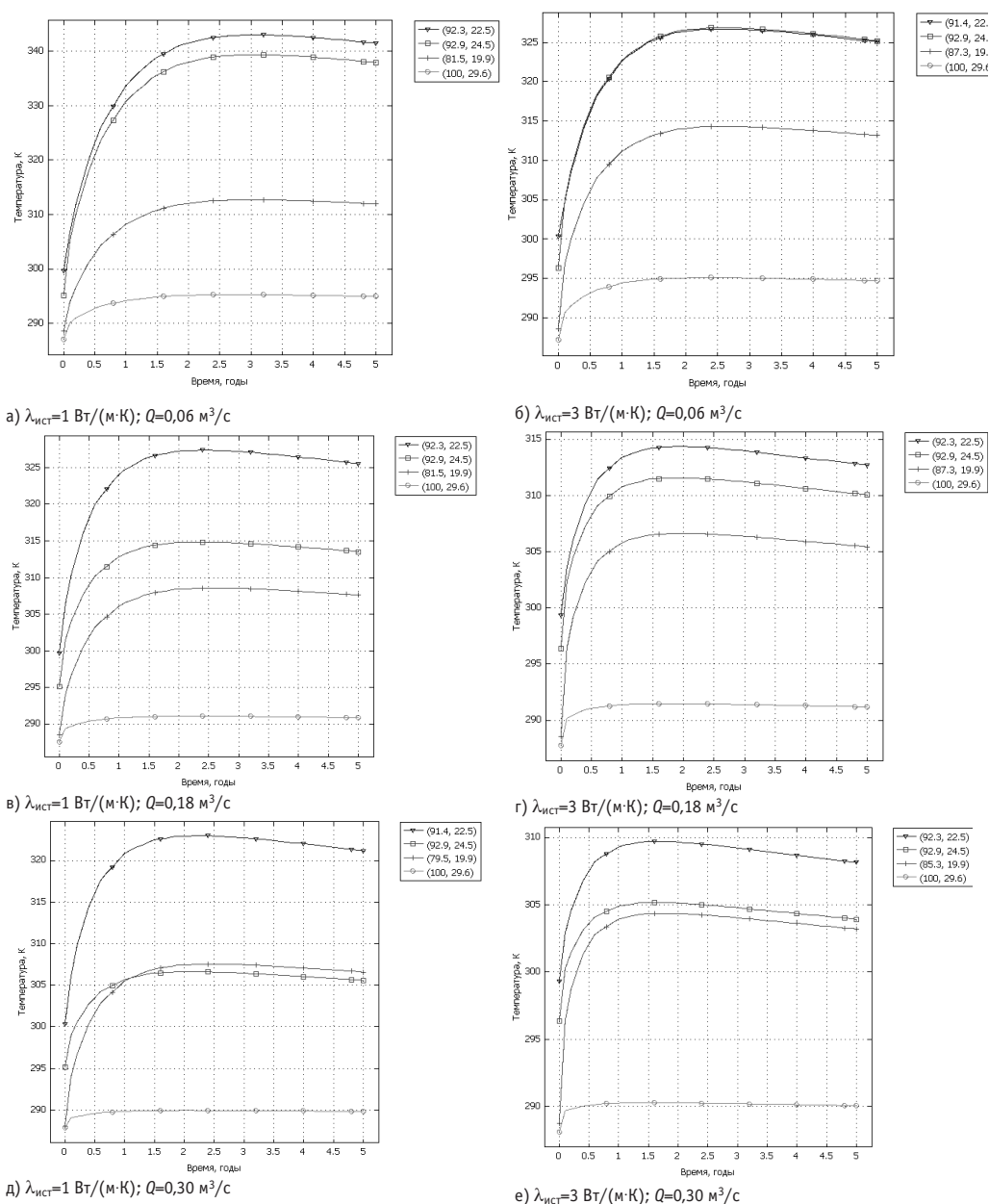


Рис. 3. Динамика температур областей модели при размещении тепловыделяющих материалов в контейнерах при вариации коэффициента теплопроводности источника и расхода воздуха: ▼ – источник; □ – поверхность источника; + – гранит; ○ – воздух на выходе из выработки

поверхности – всего 0,1 K. На рисунке 3б видно, что анализируемые кривые практически сливаются и при этом значение температуры на поверхности оказывается чуть выше. При всех других комбинациях параметров указанная ситуация не наблюдается.

**Вмещающий массив (гранит).** Максимальное значение температуры гранита составляет ~ 314 K, что не превышает предельно допустимую температуру, установленную из критериев тепловой безопасности [12]. В этом отношении имеется существенный температурный запас, что, в принципе, позволяет ставить вопрос об исследовании более плотных компоновок контейнеров. Кривые рис. 3а и 3б

позволяют отметить факт, не характерный для других областей модели, когда при минимальном расходе воздуха прогнозируется больший разогрев (примерно на 1,5 K) при максимальной величине коэффициента теплопроводности материала контейнера. Время достижения максимума температуры уменьшается с ростом значений расхода воздуха и коэффициента теплопроводности источника.

**Воздух на выходе из выработки.** При вариации коэффициента теплопроводности источника и фиксированном значении расхода воздуха максимальная температура меняется, но весьма незначительно (в пределах 0,5 K). Увеличение расхода воздуха приводит к уменьшению как максимальной температуры воздуха, так и момента времени ее достижения, что объясняется более интенсивным выносом тепла из выработки воздухом.

### Пространственное распределение температур

Для анализа пространственного распределения температуры в материалах модели были построены соответствующие графики (источник, поверхность источника (рис. 4), гранит и воздух на выходе из выработки). Построенные графики соответствовали трем моментам времени: один год и пять лет, а также момент времени, соответствующий максимальной температуре для конкретной области модели.

При выполнении анализа пространственного распределения температуры в материалах модели подземного хранилища ОЯТ в контейнерах, как и при варианте размещения ОЯТ в железобетонной конструкции, обнаружена «миграция» координат точек максимума температуры в двух областях модели: источник и вмещающая порода. Для области источника продольная «миграция» составляет 0,9 м как вверх, так и вниз по потоку воздуха с ростом параметра  $\lambda_{ист}$  при увеличении расхода воздуха. Для вмещающего массива продольная «миграция» увеличивается до 2 м вверх по потоку при увеличении расхода воздуха. Относительно точки максимума температуры на поверхности источника можно утверждать, что факта «миграции» не фиксируется.

Из анализа общего вида графиков можно отметить следующие особенности.

1. Характер зависимости для каждой области остается похожим для всех значений варьируемых параметров ( $\lambda_{ист}$  и  $Q$ ). При этом для фиксированного значения коэффициента теплопроводности источника хорошо прослеживается, что с

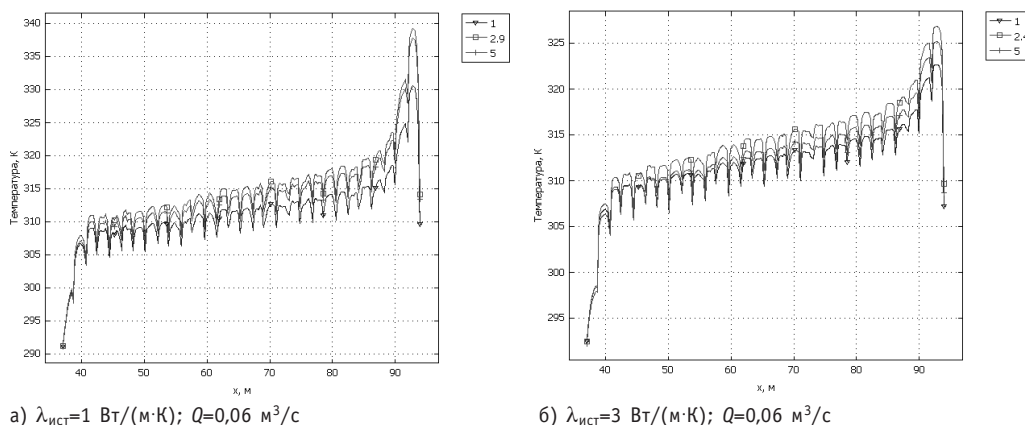


Рис. 4. Пространственное распределение температур поверхности источника при размещении тепловыделяющих материалов в контейнерах при вариации коэффициента теплопроводности источника и значения расхода воздуха:  $\blacktriangledown$  – 1 год;  $\bigcirc$  – на время максимальной температуры;  $+$  – 5 лет



ростом расхода воздуха различия в графиках на указанные моменты времени уменьшаются (кривые располагаются более тесно).

2. В графических зависимостях для поверхности источника (см. рис. 4) и вмещающего массива наблюдалось «пилообразное» поведение кривых, что обусловлено наличием расположенных рядом зон с существенными различиями в значениях коэффициента теплопроводности (контейнер и воздух), а также дискретным размещением источников тепловыделений. В принципе, это и есть основное отличие графиков пространственного распределения температур для размещения ОЯТ во встроенной железобетонной конструкции и в контейнерах. Более высокие значения температуры соответствуют местам расположения контейнеров.

3. В графических зависимостях температуры воздуха на выходе из выработки имеются три локальных максимума, различие в значениях которых в каждой кривой незначительно. Причем это различие в значениях локальных максимумов, как и разница в поведении трех графиков на указанные моменты времени, уменьшается с ростом расхода воздуха, подаваемого в объект хранения.

## ВЫВОДЫ

На основании проведенного исследования можно сформулировать следующие выводы:

- продемонстрированы возможности моделирования теплового режима объекта долговременного хранения ОЯТ в 2-мерной постановке с помощью программного комплекса COMSOL;
- доказана тепловая безопасность функционирования объекта для режима вынужденной конвекции при вязкостном течении воздуха: разогревы поверхности области источника и самого вмещающего массива не превышают принятых критерияльных значений;
- выполнен анализ максимальных значений температуры в различных областях модели для двух значений коэффициента теплопроводности области источника и трех величин расхода воздуха, подаваемого в выработку; отмечены физические особенности пространственного распределения температур по различным областям модели, определено влияние параметров варьирования на динамику температуры в различных областях модели и на тепловой режим объекта;
- отмечена принципиальная возможность более плотной компоновки контейнеров с ОЯТ при соблюдении критериев безопасности.

## Литература

1. *Шишкин В.А.* Основные результаты стратегических исследований по обращению с неперерабатываемым и дефектным ОЯТ в северо-западном регионе России / *В.А. Шишкин*. – Доклад на семинаре NDEP-NOС/КЭГ по СМП-II. 12 апреля 2007 г., Лондон, Великобритания // [www.iaea.org/OurWork](http://www.iaea.org/OurWork).
2. *Мельников Н.Н.* Отработавшее ядерное топливо судовых энергетических установок на европейском Севере России. Ч. II. / *Н.Н. Мельников, В.П. Конухин, В.А. Наумов и др.* – Апатиты: Изд-во КНЦ РАН, 2003. – 209 с.
3. *Мельников Н.Н.* Научные и инженерные аспекты безопасного хранения и захоронения радиационно опасных материалов на европейском севере России. / *Н.Н. Мельников, В.П. Конухин, В.А. Наумов и др.* – Апатиты: Изд-во КНЦ РАН, 2010. – 305 с.
4. *Подшивалова А.В.* Тепловой режим объекта хранения ОЯТ в условиях ламинарного потока воздуха / *А.В. Подшивалова, П.В. Амосов* / XIII Межрегиональная научно-практическая конференция (14-16 апреля 2010 г.). Тезисы докладов. Часть 1. – Апатиты: Изд. КФ ПетрГУ, 2010. – С. 30-31.
5. *Николаев В.Г.* Численное моделирование тепловых задач радиационно опасных объектов (на базе компьютерного кода COMSOL): Препринт / *В.Г. Николаев, П.В. Амосов, А.В. Подшивалова, А.А. Хотмиров*. – Апатиты: Изд. Кольского филиала Петрозаводского гос. ун-та, 2010. – 22 с.

6. Company COMSOL. [www.comsol.com/company](http://www.comsol.com/company).
7. Егоров В.И. Применение ЭВМ для решения задач теплопроводности: Учебн. пособие/В.И. Егоров. – СПб., СПбГУ ИТМО, 2006. – 77 с.
8. Гершуни Г.З. Конвективная устойчивость несжимаемой жидкости/Г.З. Гершуни, Е.М. Жуховицкий. – М.: Наука, 1972. – 390 с.
9. Ржевский В.В. Основы физики горных пород/В.В. Ржевский, Г.Я. Новик. – Недра, 1978. – 390 с.
10. Варгафтик Н.Б. Справочник по теплофизическим свойствам газов и жидкостей/Н.Б. Варгафтик. – М.: Наука, 1972. – 720 с.
11. Наука о Земле. Т.21: Справочник физических констант горных пород. – М.: Мир, 1969. – 543 с.
12. Сорокин В.Т. Теплотехнические аспекты захоронения отвержденных радиоактивных отходов в геологических формациях: Препринт/В.Т. Сорокин, А.Е. Козлов, О.К. Пучкова и др. – Л., ВНИПИЭТ, 1989. – 42 с.

Поступила в редакцию 21.05.2010

## КОНДИЦИОНИРОВАНИЕ НЕГЕРМЕТИЧНОГО ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА С ПОМОЩЬЮ МАГНИЙФОСФАТНОГО КОМПАУНДА

**В.Я. Сухоносков, А.Н. Николаев, С.А. Николаев, И.Е. Сомов,**

**О.В. Суховерхова, В.А. Чернов**

*ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени Л.И. Лейпунского, г. Обнинск*



Для кондиционирования негерметичного облученного ядерного топлива предлагается использовать магнийалюмофосфатный материал-герметизатор. Экспериментально показано, что исходный материал имеет высокую текучесть, которая сохраняется в течение не менее часа. Это позволит надежно осуществить заливку межтрубного пространства ОТВС с негерметичными твэлами.

В отвержденном состоянии образуется компаунд с плотностью 1,5–1,8 г/см<sup>3</sup>. Материал обладает функциями защитного барьера: не растворяется в воде, введенные радионуклиды стронция и цезия, прочно фиксируются в структуре материала.

**Ключевые слова:** магнийфосфатный цемент, материал-герметизатор, кондиционирование негерметичного ядерного топлива, отработавшее ядерное топливо, алюмофосфатные связующие.

**Key words:** magnesium-phosphate cement, hermetic sealing material, conditioning of in-hermetic nuclear fuel, spent nuclear fuel, aluminum-phosphate binding.

### ВВЕДЕНИЕ

Облученное ядерное топливо (ОЯТ) является высокоактивным материалом, к которому предъявляются повышенные экологические требования на всех этапах изоляции ОЯТ от биосферы: временное хранение, транспортировка, длительное хранение в спецхранилищах и переработка. Технические требования по обращению с ОЯТ определены федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии.

Наибольшие трудности в обращении с ОЯТ представляют негерметичные твэлы. Согласно нормативным требованиям, негерметичные твэлы запрещено транспортировать и размещать в спецхранилищах. Наиболее существенная причина запрета состоит в том, что оболочки твэлов и облученных тепловыделяющих сборок (ОТВС) имеют микро- или даже макротрещины и с течением времени (в течение 50-ти лет) могут деградировать и, в конечном итоге, разрушаться. При этом будут иметь место просыпи ядерного топлива в чехлах хранения, и невозможно будет обеспечить ядерную безопасность длительного хранения топлива. Негер-

метичное топливо составляет существенную долю среди ОТВС. Например, негерметичные твэлы реактора АМ составляют 20% от общего числа, поэтому возникает проблема обращения с такими твэлами.

Одно из решений данной проблемы состоит в том, чтобы залить межтрубное пространство ОТВС в пенале твердеющим материалом, который мог бы надежно зафиксировать ОТВС и предотвратить механическое разрушение стальных труб в течение 50-и лет. Такой материал называется фиксатором топлива, а сам процесс подготовки топлива для дальнейшего обращения называется кондиционированием. Материал, кроме того, должен выполнять функции защитного барьера – быть водостойким и предотвращать химическое выщелачивание радионуклидов.

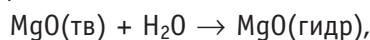
Фиксатор топлива (материал-герметизатор) также должен иметь хорошую текучесть, чтобы обеспечивать качественную заливку межтрубного пространства без образования воздушных областей. Отвердевший материал (компаунд) должен иметь высокую механическую прочность. Вязкость материала-герметизатора должна быть на уровне 100 сСт, а механическая прочность – 10 МПа. Учитывая, что фиксируемые трубы могут иметь высоту до 13-ти метров, время жизни материала-герметизатора должно быть не менее одного часа. Высокие текучесть и механическая прочность, а также длительное время жизни исходного материала являются необходимыми требованиями, предъявляемыми к материалу-герметизатору. Одним из материалов, используемых в качестве материала-герметизатора, может быть магнийалюмофосфатная композиция, приготовляемая на основе алюмофосфатного связующего [1–6]. Ранее этот материал использовался для обращения с радиоактивными отходами [1, 7].

Цель работы состоит в том, чтобы на основе экспериментальных данных по физико-химическим свойствам магнийалюмофосфатной композиции показать применимость этого материала-герметизатора для кондиционирования негерметичного отработанного ядерного топлива.

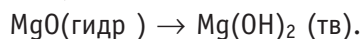
## МЕХАНИЗМ ОБРАЗОВАНИЯ МАТЕРИАЛА-ГЕРМЕТИЗАТОРА

Материал-герметизатор на основе магнийалюмофосфатной композиции получают путем смешивания алюмофосфатного связующего с оксидами металлов в виде порошка, в результате чего образуется дисперсная система с химическим взаимодействием между связующим (дисперсионной средой) и порошком (дисперсной фазой). На начальном этапе основной реакцией является растворение порошка, которое на примере оксида магния MgO(тв) происходит в результате следующих элементарных реакций.

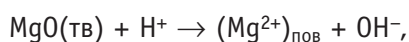
1. Поверхность оксида гидрализуется MgO(гидр) с образованием пленки гидроокиси Mg(OH)<sub>2</sub> (тв). При взаимодействии порошка со связующим сначала происходит поверхностная гидратация оксида



а затем образуется пленка гидроокиси



2. Реакция с протоном



За реакцией растворения следует выделение новой фазы – гидрата. Как и для многих неорганических соединений в данном случае в результате химических реакций образуются коллоидные частицы, сорбирующие на своей поверхности как нейтральные, так и заряженные частицы среды. Происходит диспергирование

молекулярной среды и образование новой фазы [2, 3].

В результате образования гидратов исходный раствор становится пересыщенным в силу того, что растворение протекает быстрее, чем образование и выделение гидрата. В пересыщенном растворе протекает слипание частиц и образование твердой фазы [2]. Процесс твердения завершается кристаллизацией частиц, что обеспечивает материалу высокую механическую прочность.

Таким образом, магнийфосфатная композиция является самотвердеющим материалом, которая со временем образует прочный компаунд. Используя различные рецептуры можно регулировать текучесть, время отверждения, механическую прочность и другие свойства материала-герметизатора.

### ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА МАТЕРИАЛА-ГЕРМЕТИЗАТОРА

Для получения исходного состава материала-герметизатора использовали алюмофосфатное связующее, которое готовили при растворении  $\text{Al}(\text{OH})_3$  в 65-процентном растворе ортофосфорной кислоты при температуре  $100^\circ\text{C}$  в реакционном сосуде с обратным холодильником. Весовое соотношение  $\text{P}_2\text{O}_5$ :  $\text{Al}_2\text{O}_3$  равно 3–4, а pH раствора – 1,5–1,8.

Порошок оксида магния с дисперсностью не более 50 мкм и алюмофосфатное связующее брали в соотношении 1,6:1 и размешивали до получения однородной массы, которая является исходным материалом-герметизатором. Экспериментально было установлено, что данный материал обладает текучестью (жизнеспособностью) в течение одного-двух часов. Вязкость исходного материала-герметизатора определялась с помощью вискозиметра ВЗ-246 и составляла 150–200 сСт.

В результате протекания физико-химических реакций (растворение, гидратация, перенос протона и др.) происходит разогрев материала. Температура разогрева определялась с помощью термодпары. Кинетика разогрева приведена на рис. 1. Максимальная температура разогрева составляла  $55^\circ\text{C}$ .

После отверждения материал-герметизатор имел плотность 1,5–1,8 г/см<sup>3</sup>. Испытания на механическую прочность на сжатие проводили с помощью лабораторного пресса. Экспериментальные данные приведены в табл. 1.

Монолит также испытывался на устойчивость к термическим циклам после замораживания и оттаивания в интервале температур от  $-12^\circ\text{C}$  до  $+40^\circ\text{C}$ . После 30-ти циклов не было обнаружено трещин. В таблице также приведены экспериментальные данные по пористости, гигроскопичности и водопоглощению материала.

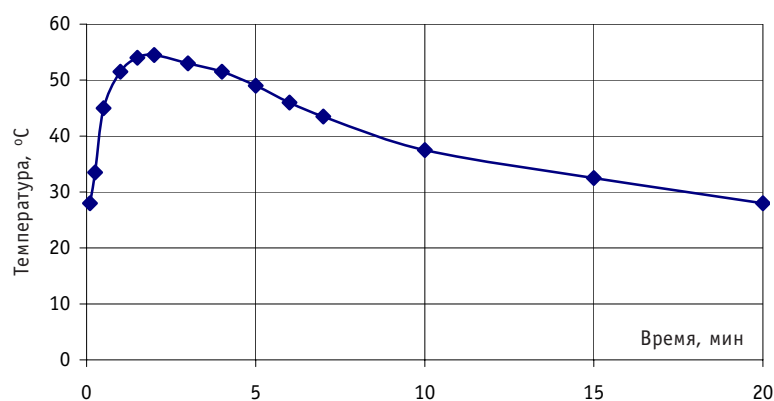


Рис. 1. Разогрев материала-герметизатора в процессе твердения

Таблица 1

**Основные характеристики материала-герметизатора**

Показатель	Значение
<b>Технологические</b>	
Жизнеспособность, ч	1 – 2
Вязкость, сСт	150 – 200
Температура разогрева в процессе применения, °С	55
<b>Технические</b>	
Плотность, г/см <sup>3</sup>	1,5 – 1,8
Механическая прочность на сжатие, через пять часов, МПа, не менее	1
Прочность на сжатие, через 24 ч, МПа, не менее	2
Прочность на сжатие через восемь суток (полное отверждение), МПа, не менее	70
Усадка, %, не более	1
Устойчивость к термическим циклам после замораживания и оттаивания (–12 – +40°С), количество циклов	30
Пористость, масс. %	9
Гигроскопическая влажность, масс. %	6
Водопоглощение, масс. %	5

Пористость образца П определяли по формуле

$$П = (m_2 - m_1)/(m_2 - m_3),$$

где  $m_1$  – масса высушенного образца;  $m_2$  – масса образца, насыщенного водой;  $m_3$  – масса образца в воде.

Гигроскопическую влажность Г определяли следующим образом:

$$Г = (m_1 - m_2)/m_1 \cdot 100\%,$$

где  $m_1$  и  $m_2$  – соответственно массы образца до сушки и после сушки при  $t \sim 105$ – $110^\circ\text{C}$  до постоянного веса.

Водопоглощение В определяли по формуле

$$В = (m_2 - m_1)/m_2 \cdot 100 \%,$$

где  $m_1$  – масса высушенного образца при температуре  $105$ – $110^\circ\text{C}$  до постоянного веса;  $m_2$  – масса образца, насыщенного водой.

**Химическая стойкость материала-герметизатора в среде воды.** Испытываемые образцы из затвердевшего материала-герметизатора помещали в дистиллированную воду и выщелачивали их при комнатной температуре. Образцы, в основном, состоят из атомов магния и алюминия, поэтому анализ воды на содержание этих компонентов проводили с помощью атомно-эмиссионного спектрографа. Скорость выщелачивания компонентов монолита определяли по формуле

$$R = m_1/[(m_2/m) \cdot S \cdot t],$$

где  $m_1$  – масса компонента в растворе;  $m_2$  – масса компонента в образце;  $m$  – масса образца;  $S$  – площадь поверхности образца;  $t$  – время.

Экспериментальные данные представлены на рис. 2. Через три месяца уровень выщелачивания компонентов монолита, образующегося при затвердении материала, в воду был не более  $8,3 \cdot 10^{-7}$  г/(см<sup>2</sup>·сут), что свидетельствует о водоустойчивости материала-герметизатора по отношению к растворению в воде.

**Выщелачивание радионуклидов.** Для испытаний монолита на выщелачивание радионуклидов изготавливались образцы в виде цилиндров из затвердевшего материала-герметизатора, содержащие радионуклиды  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$ . Образцы помеща-

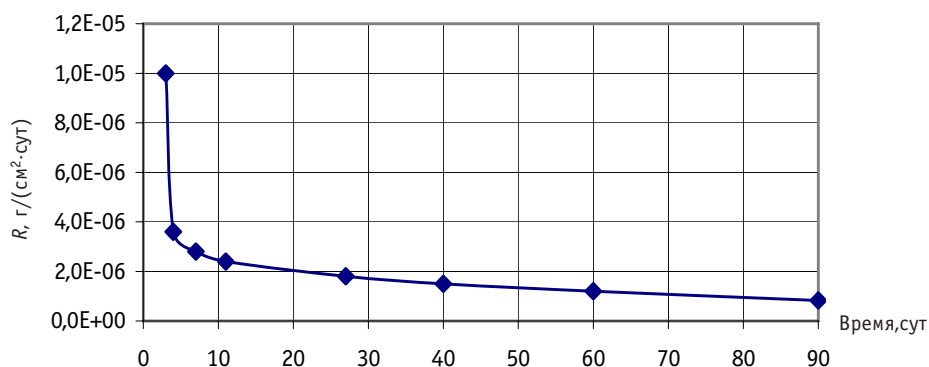


Рис. 2. Выщелачивание основных компонентов материала-герметизатора (магний, алюминий) в воду

ли в дистиллированную воду. Анализ проб воды проводили с помощью радиоспектрометра «Бета 1С». Скорость выщелачивания радионуклидов определяли по формуле

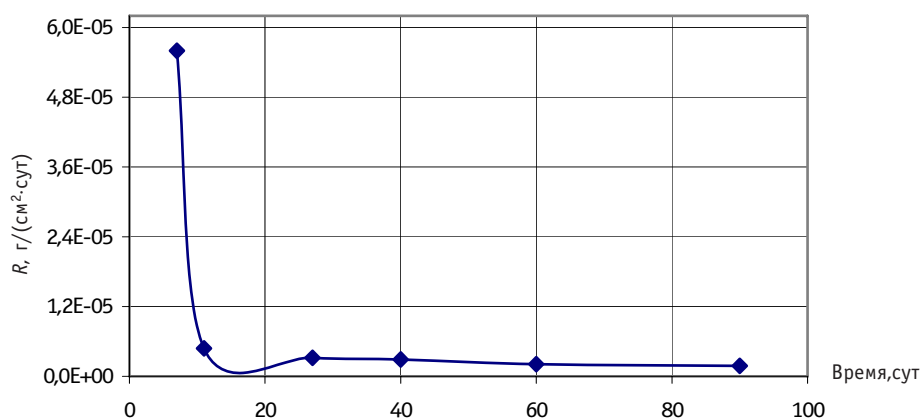


Рис. 3. Скорость выщелачивания Sr-90 из структуры материала-герметизатора в воду

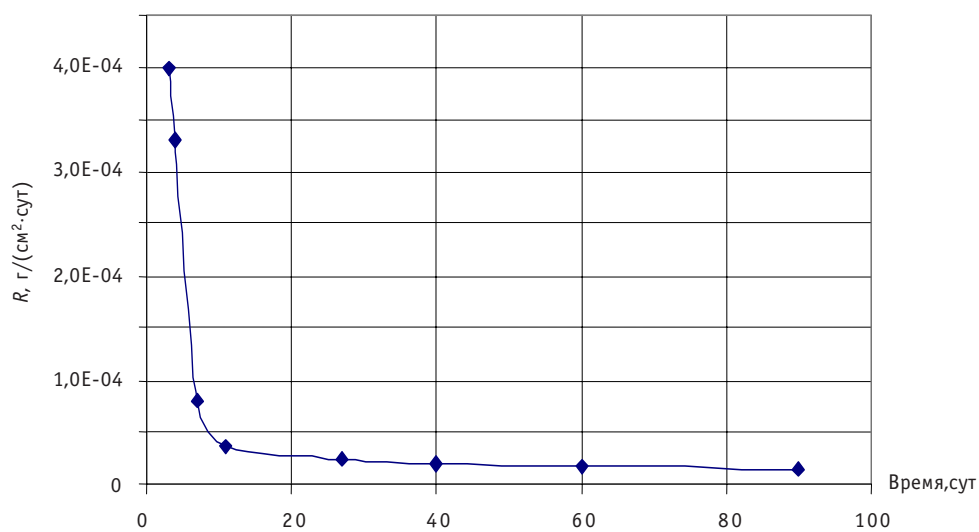


Рис. 4. Скорость выщелачивания Cs-137 из структуры материала-герметизатора в воду



$$V = A_p / [(A_0 / m) \cdot S \cdot t],$$

где  $A_p$  – активность радионуклида в воде;  $A_0$  – исходная активность радионуклида в образце. Экспериментальные данные представлены на рис. 3–4.

Скорость выщелачивания  $^{90}\text{Sr}$  через три месяца была не более  $1,8 \cdot 10^{-6}$  г/(см<sup>2</sup>·сут). Это величина сопоставима со скоростью выщелачивания основных компонентов ( $8,3 \cdot 10^{-7}$  г/(см<sup>2</sup>·сут)), образующих структуру монолита. Следовательно, радионуклид  $^{90}\text{Sr}$  достаточно прочно фиксируется в структуре монолита.

Скорость выщелачивания  $^{137}\text{Cs}$  через три месяца была не более  $1,5 \cdot 10^{-5}$  г/(см<sup>2</sup>·сут), что на порядок больше чем для  $^{90}\text{Sr}$ . Таким образом, отвердевший материал-герметизатор надежно изолирует радионуклиды  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  от проникновения их в окружающую среду.

В дальнейших исследованиях нами будут выполнены эксперименты по влиянию добавок в виде оксидов металлов на физико-химические свойства материала-герметизатора и получены данные по выщелачиванию урана.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Экспериментальное исследование магнийалюмофосфатного компаунда показало, что данный материал-герметизатор применим для обращения не только с РАО, но и с негерметичным ядерным топливом.

Исходный жидкий материал-герметизатор имеет высокую текучесть, которая сохраняется не менее часа. Это позволяет надежно осуществить заливку межтрубного пространства ОТВС с негерметичными твэлами. При отверждении материала образуется компаунд, химически стойкий к воде и прочно удерживающий радионуклиды стронция и цезия в своей структуре.

**Работа выполнена в рамках проекта РФФИ 09-03-01099-а.**

## **Литература**

1. Коварская Е.Н. и др. Низкотемпературная фосфатная керамика для иммобилизации низкоактивных отходов/Тез. докл. Международной конф. «Радиоактивные отходы. Хранение, транспортировка, переработка. Влияние на человека и окружающую среду» (Санкт-Петербург, 14-18.10.1996).
2. Сычев М.М. Неорганические клеи. – Л.: Химия, 1974. – 157 с.
3. Копейкин В.А., Петрова А.П., Рашковин И.Л. Материалы на основе металлофосфатов. – М.: Химия, 1976.
4. Шидловская О.В., Румянцев П.Ф., Ермилов В.И. О применении магнийфосфатного цемента // Цемент. – 1989. – № 11. – С. 18-19.
5. Захаров И.А., Крылова З.Ф., Лапин Е.А. Вяжущие материалы в ракетно-космической технике // Цемент. – 1996. – № 6. – С. 42-45.
6. Махова Г.П., Старков О.В., Сухонос В.Я., Шелякова И.Б. Консервант на основе алюмофосфатной связки и способ его приготовления. Патент на изобретение № 2271588 от 12.04.2004.
7. Патент US 5880045 A (Brookhaven Science Associates) 09.03.1999.

Поступила в редакцию 2.04.2010

## К ВОПРОСУ О МОДЕРНИЗАЦИИ КОМПЛЕКСА НЕЙТРОННОГО ЛЕГИРОВАНИЯ КРЕМНИЯ НА ИРТ-Т

**Т.Х. Бадретдинов, А.Г. Горюнов, В.А. Варлачев**

*Томский политехнический университет, г. Томск*



Представлен модернизированный электропривод автоматизированного комплекса нейтронного легирования кремния на исследовательском ядерном реакторе ИРТ-Т Томского политехнического университета. Безредукторный комплектный тихоходный электропривод обеспечивает необходимую надежность и увеличенный ресурс безаварийной работы, удобство контроля, управления и обслуживания, отвечает современным требованиям эргономики, является массовым изделием и обладает приемлемой стоимостью. Проведены лабораторные испытания. Рекомендован для использования.

**Ключевые слова:** комплекс нейтронно-трансмутационного легирования кремния, комплектный безредукторный электропривод.

**Key words:** complex neutron transmutation doping of silicon, a complete gearless electric drive.

В последние десятилетия производство электронных средств, в особенности микросхем и микропроцессоров, переживает бурный подъем. Улучшаются их основные технические характеристики – быстродействие и энергопотребление, которые напрямую зависят от исходной чистоты и параметров легирования полупроводникового материала (его чистоты и равномерности легирования).

Благодаря своим уникальным свойствам, неограниченным природным запасам исходного сырья кремний является наиболее применяемым и дешевым материалом для изготовления различных полупроводниковых приборов, которые играют важнейшую роль во всех областях электроники, электротехники и связи.

В исходном виде природный кремний не может применяться, его необходимо подвергнуть технологическому циклу производства. Основной операцией технологического цикла производства полупроводникового кремния, во многом определяющей его электрофизические параметры, является легирование.

Целью легирования кремния является получение полупроводникового материала с заданными параметрами, такими как [1]

- удельное электрическое сопротивление (УЭС);
- равномерное распределение легирующей примеси как аксиальное, так и радиальное;
- минимальное отклонение от заданных параметров – точность легирования.

Метод нейтронно-трансмутационного легирования (НТЛ) кремния основан на облучении слитков кремния потоком тепловых нейтронов. При этом в кремнии

образуются атомы легирующей примеси по реакции  $^{30}\text{Si}(n, \gamma)^{31}\text{Si} \xrightarrow{\beta} ^{31}\text{P}$  [2]. Большие потенциальные возможности делают его единственным методом получения легированного кремния для тех областей полупроводниковой техники, где требуется кремний с высокой однородностью распределения УЭС и малым отклонением УЭС от заданного номинала. К их числу относятся силовая полупроводниковая техника, производство приборов с зарядовой связью, производство полупроводниковых детекторов излучений, например, датчики ИК-излучения и т.д. [3,4].

Обычно в технологии НТЛ кремния предъявляют жесткие требования к неравномерности легирования – 3–5% или менее. При облучении распределение ядер  $^{31}\text{P}$  следует за распределением флюенса тепловых нейтронов по объему слитков кремния. Поэтому если контейнер с кремнием неподвижен относительно зоны облучения (статический режим), то его длина, на которой достигается указанная неравномерность легирования, в несколько раз (или даже в десятки раз) меньше соответствующего линейного размера активной зоны, что затрудняет применение этого режима облучения на исследовательских реакторах. На промышленных реакторах, имеющих большие размеры активной зоны (несколько метров), можно в статическом режиме облучать контейнеры с кремнием длиной 0,5 м и более. В связи с этим на исследовательских реакторах в процессе облучения протяженные контейнеры так или иначе перемещают вдоль канала реактора и вращают вокруг их оси для достижения необходимой равномерности легирования [5].

Технология НТЛ кремния была реализована на исследовательском ядерном реакторе Научно-исследовательского института ядерной физики при Томском политехническом институте в 1984 г. [5]. Для облучения кремния был выбран горизонтальный экспериментальный канал ГЭК-4 диаметром 150 мм. По отношению к активной зоне канал является касательным и проходит сквозь бериллиевый отражатель, примыкающий к активной зоне реактора (рис. 1). Расстояние между осью канала и активной зоной – 262 мм. Размеры активной зоны (без учета отражателя) – 429×286×580 (мм). Размеры бериллиевого отражателя со стороны канала – 572(вдоль канала)×648×660 (мм). При облучении контейнеры со слитками возвратно-поступательно перемещаются по каналу относительно точки с максимальной плотностью потока тепловых нейтронов. Амплитуда такого перемещения – 1660 мм, скорость – 270 мм/мин. Одновременно с перемещением контейнер вращается со скоростью 3 об/мин.

Механическая часть устройства облучения содержит скамейку 1, по которой движется труба-пробка 3 с облучателем и двумя контейнерами 2; привод перемещения 4 трубы-пробки; привод вращения 5 контейнеров; транспортный путь 6 с тележкой 8 для перемещения контейнеров к месту упаковки-распаковки; перегрузочное устройство 7 для подачи контейнеров с облучателя на тележку и обратно. Все это окружено биологической защитой 13 из тяжелого бетона, примыкающей к корпусу реактора.

Система детектирования тепловых нейтронов включает в себя семь камер

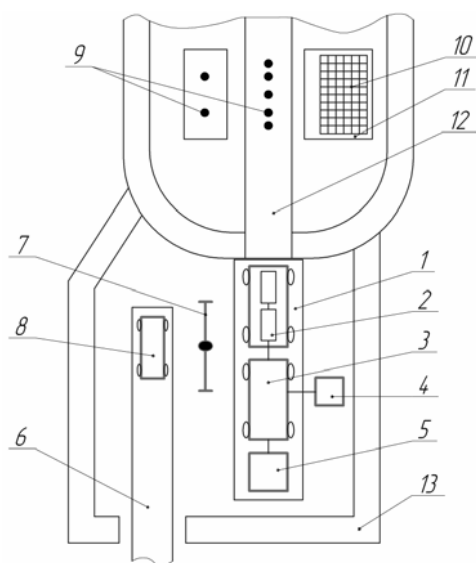


Рис. 1. Комплекс НТЛ кремния

деления типа КТВ-4, разработанных и изготовленных в Научно-исследовательском конструкторском институте энерготехники. Пять из них расположены непосредственно над каналом ГЭК-4. С их помощью контролируется распределение плотности потока тепловых нейтронов вдоль канала. Две камеры помещены в бериллиевый отражатель на одной высоте с ГЭК-4 на расстоянии 350 мм от его оси. Они калиброваны на показание средней плотности потока тепловых нейтронов по всей зоне облучения слитков кремния.

Нейтронное поле в канале ГЭК-4 аттестовано Всесоюзным научно-исследовательским институтом физико-технических и радиационных измерений. Доля тепловых нейтронов в спектре составляет 73 %, спектральный коэффициент (отношение плотности потока тепловых нейтронов к интегральной плотности потока нейтронов с энергией свыше 3 МэВ) – 106, эффективная температура тепловых нейтронов – 337°K, максимальная плотность потока тепловых нейтронов в пустом канале –  $1,1 \cdot 10^{13} \text{ н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ .

Электронная и электрическая части автоматизированного комплекса НТЛ кремния предназначены для контроля над состоянием комплекса и управления исполнительными механизмами механических устройств. В качестве исполнительных механизмов используются шесть электромеханических приводов, которые состоят из преобразователя электропривода и синхронного электродвигателя типа ДСТ 114-0,18[6]. Каждый двигатель скомплектован с волновым редуктором, т.к. в рабочих режимах облучения, транспортировки, перегрузки используются реверсивные скорости вращения на валу редуктора от 0,1 до 3 оборотов/мин, причем должна обеспечиваться достаточно высокая стабильность скорости вращения с разбросом менее 10% от требуемой скорости вращения. Применение волновых редукторов было обусловлено также и ограничением геометрических размеров установочных мест электродвигателя и редуктора.

Длительность процесса облучения рабочего режима комплекса НТЛ кремния может достигать 100 часов для достижения заданных параметров легирования, и если учитывать время на транспортировку, перезагрузку контейнеров с облучаемым материалом, то можно говорить о фактически непрерывном режиме работы исполнительных механизмов. Как показала эксплуатация комплекса НТЛ кремния, самым ненадежным звеном комплекса являются редукторы, а среди них наиболее часто подвержены поломкам редукторы, исполняющие в процессе облучения возвратно-поступательное и вращательное движения контейнеров с упакованными в них слитками кремния. Последствия таких поломок очевидны, т.к. контейнер с облучаемым материалом в это время находится в горизонтальном канале ядерного реактора. Надо добавить, что сами по себе редукторы являются достаточно уникальными изделиями, изготовленными в штучном количестве экземпляров, восстановление их представляет значительную техническую проблему. Замена их на технически аналогичные изделия представляет в дополнение ко всему и экономическую проблему, т.к. стоимость таких изделий достаточно высока. Аналитический обзор рынка предлагаемых электромеханических приводов показал, что наиболее экономически выгодным и логичным является применение безредукторного электропривода, адаптированного для приведения в движение механических устройств комплекса НТЛ кремния и сочетающего в себе комплектный электропривод с развитым интерфейсом пользователя.

Поставленная цель достигается решением следующих задач:

- выбор гибридного электродвигателя и системы управления, обеспечивающие необходимые параметры;
- выбор схмотехнических решений электропривода, обеспечивающих его адаптацию к применению в комплексе НТЛ кремния;

- изготовление макета комплектного электропривода и проведение испытаний.

Первые две задачи были решены выбором представленного в работе [7] комплектного тихоходного электропривода, предназначенного для обеспечения различных параметров вращения, задаваемых оператором комплекса НТЛ кремния. Было решено наиболее целесообразным применить в данной разработке бесконтактный двигатель постоянного тока, что обуславливает наличие определенной структурной схемы электропривода, состоящей из двигателя, датчика положения ротора, блока обработки сигнала обратной связи, инвертора напряжения. Данная система имеет ряд изменяемых параметров работы в процессе эксплуатации, что предполагает наличие интерфейса пользователя, состоящего из индикаторного табло и клавиатуры ввода данных [7].

На основе вышесказанного можно определить структурные единицы электропривода: источник вторичного электропитания, система управления электроприводом, инвертор напряжения, датчик положения, блок обратной связи, интерфейс пользователя. Структурная схема представлена на рис. 2 [7].



Рис. 2. Структурная схема комплектного безредукторного электропривода.

В данном электроприводе необходимо обеспечивать стабильность скорости вращения на уровне  $\pm 10\%$ , поэтому в систему вводится обратная связь по скорости вращения, являющейся производной по углу поворота.

В качестве первичного преобразователя применен аналоговый датчик угла поворота на основе оптического датчика, состоящий из интегрального инкрементного энкодера и кодового диска.

Сигнальные провода от датчиков угла поворота ротора двигателя до блока управления расположены в едином кабеле с силовыми проводами, они защищены экраном, соединенным с землей, но для полного исключения помех необходима установка входных фильтров нижних частот перед попаданием сигнала обратной связи в блок обратной связи.

Важнейшей частью системы управления электродвигателем является инвертор напряжения для преобразования постоянного напряжения силового канала ИВЭ в переменное напряжение заданной формы для питания электродвигателя.

Электропривод выполнен в двух отдельных блоках (электродвигатель и датчики положения ротора и температуры обмоток, микропроцессорная система управления электродвигателем), соединенных кабелем. В электроприводе реализован интерфейс RS-485. Предполагается, что физическое соединение между компьютером и электроприводом осуществляется через преобразователь RS-232/RS-485 или USB/RS-485, с драйверами, позволяющими обращаться к преобразователю как к виртуальному COM-порту. В комплект поставки изделия входит дистанционный пульт управления и контроля, позволяющий настраивать электропривод на конкретные условия применения и управлять устройством в автоматическом режиме.

Рекомендуемый для применения в составе комплекса НТЛ кремния на ГЭК-4 исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т комплектный безредукторный электропривод предварительно был экспериментально исследован в лабораторных условиях. Была выполнена проверка линейности характеристики  $N = f(N_3)$ , где  $N$  – частота вращения выходного вала электропривода,  $N_3$  – заданная частота вращения выходного вала электропривода. Экспериментально установлено, что нелинейность характеристики не превышает 0,01% в диапазоне изменения момента нагрузки от 0 до 19 Н·м.

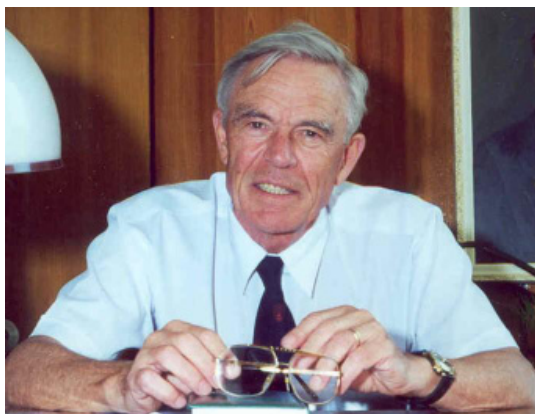
Комплектный электропривод отвечает современным требованиям эргономики. Его внедрение позволяет уменьшить шум и уменьшить совокупное время и частоту сервисного обслуживания оборудования, при увеличении срока службы. По сравнению с заменяемыми агрегатами вращения у разработанного электропривода значительно увеличится ресурс работы, который фактически определяется только ресурсом подшипников двигателя.

### **Литература**

1. Таиров Ю.М., Цветков В.Ф. Технология полупроводниковых и диэлектрических материалов. – СПб.: Лань, 2002. – 423 с.
2. Нейтронное трансмутационное легирование полупроводников/Под ред. Дж. Миза. – М.: Мир, 1982. – 264 с.
3. Смирнов Л.С., Соловьев С.П., Стась В.Ф., Харченко В.А. Легирование полупроводников методом ядерных реакций. – Новосибирск: Наука, 1981. – 181 с.
4. Хобгуд Х., Брэггинз Т., Сварц Дж., Томас Р. Значение нейтронного трансмутационного легирования кремния в разработке материала для высокочувствительных ИК-приемников//Нейтронное трансмутационное легирование полупроводников/Под ред. Дж. Миза. – М.: Мир, 1982. – С. 217-238.
5. Варлачев В.А., Солодовников Е.С. Комплекс нейтронного легирования кремния на ИРТ-Т. Опыт эксплуатации/Тезисы докладов Международной научно-технической конференции «Исследовательские реакторы в XXI веке». – М.: 2006. – С. 110.
6. Бесконтактный электропривод ПРБ-1. Техническое описание и инструкция по эксплуатации 935.84.027.000ТО. – Томск: 1986. – 90 с.
7. Калиниченко Е.П. Подготовка к производству комплектного безредукторного тихоходного электропривода (КБЭ)/Научно-технический отчет о выполнении проекта. – Томск: 2005. – 25 с.

Поступила в редакцию 25.10.2009





**Нашему главному  
редактору,  
первому ректору ИАТЭ  
Юрию Алексеевичу  
Казанскому – 80!**

Время бежит неумолимо. Но оно ничего не может сделать с Юрием Алексеевичем. Он по-прежнему активен, бодр и имеет множество планов на будущее. Мы, члены редколлегии журнала «Известия вузов. Ядерная

энергетика» вспоминаем, как он создавался в начале 90-х. Время было тревожное, практически безденежное. Только отчаянно смелый человек мог решиться в то время на такой проект, как открытие нового научно-технического журнала. Юрий Алексеевич оказался таким человеком и возглавил этот новый журнал. Теперь многие исследователи, особенно из вузовской среды, даже и не представляют себе жизни без него. Журнал прижился, стал ВАКовским. Все это в значительной степени благодаря нашему юбиляру, Юрию Алексеевичу!

Юрий Алексеевич – ведущий ученый в области ядерной физики и ядерной энергетики. Он к любой научной проблеме, которой начинает заниматься, находит оригинальный подход, позволяющий найти ее решение. Часто это решение поначалу воспринимается с недоверием, а через некоторое время переходит в категорию «а кто же этого не знает?».

Несколько примеров. Еще совсем молодым ученым Юрий Алексеевич предложил новый метод обработки амплитудных распределений импульсов сцинтилляционных спектрометров. Сейчас этот метод считается классическим. В те же годы с активным участием Юрия Алексеевича был создан сцинтилляционный спектрометр быстрых нейтронов – до сих пор основной прибор в прикладной реакторной физике.

Длительное время Юрий Алексеевич возглавлял у нас в стране экспериментальные исследования по физике быстрых реакторов на критических стендах. Он предложил программу измерения ядерных констант для расчета ядерных реакторов в интегральных экспериментах на критических сборках, которая продолжалась до последнего времени. Эти работы получили международное признание, а отдел, возглавляемый Ю.А. Казанским, долгое время был в мировых лидерах.

В 1980 г. Юрий Алексеевич руководил пуском реактора БН-600 Белоярской АЭС.

Нестандартный подход и стремление к новому проявляются Юрием Алексеевичем и в преподавании. Он первым в ИАТЭ стал энтузиастом дистанционного обучения и даже создал творческий коллектив, разработавший несколько учебных курсов. В последнем учебном пособии, написанном им по курсу динамики реакторов, проведен глубокий физический анализ коэффициентов реактивности, особенно ценный сейчас, когда огромные возможности численных алгоритмов маскируют суть процессов, происходящих в реакторе. А без понимания этих процессов нет физика, специалиста по физике реакторов.

Можно было бы и дальше перечислять возможности и достижения этого замечательного человека – Юрия Алексеевича!

**Поздравляем Юрия Алексеевича с юбилеем  
и желаем ему только одного – так держать!**



## К 25-ЛЕТИЮ ОБРАЗОВАНИЯ ИНСТИТУТА АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Более полувека назад по инициативе Д.И. Блохинцева и В.Н. Глазанова в г. Обнинске была создана образовательная структура – Обнинский филиал Московского инженерно-физического института, в котором готовились кадры для бурно развивающейся атомной промышленности.

В 1976 г. вышло Постановление Правительства о создании самостоятельного института атомной энергетики для подготовки кадров для ядерной науки, промышленности и энергетики. Постановление инициировал и «пробивал» директор филиала Г.А. Середа со своей дружной командой.

Первого ноября 1985 г. на базе Обнинского филиала МИФИ был открыт Обнинский институт атомной энергетики (ИАТЭ). Для развития высшего образовательного звена г. Обнинска это имело судьбоносное решение. Деятельность первой команды управления развитием института поддерживалась партийными (А.В. Камаев) и советскими структурами (П.И. Напреенко) города, министром образования Г.А. Ягодиным. В институте удалось создать коллектив единомышленников по решению амбициозной задачи – ИАТЭ должен стать престижным вузом страны – вузом XXI века.

В самом начале, благодаря помощи Г.А. Ягодина и личному решению Е.П. Славского, удалось «пробить» беспрецедентные объемы строительно-монтажных работ – включить в строительство первой очереди учебно-лабораторный корпус (с помощью Гипровуза). Это позволило успеть до наступления «смутных времен» построить столовую, два блока поточных аудиторий, два общежития, спорт-зал, библиотеку, учебный корпус. По сути, в течение семи-десяти лет была создана материально-техническая база института. Несколько позже удалось закончить строительство еще одного блока поточных аудиторий и еще один сравнительно небольшой учебный корпус. Сейчас в этом корпусе размещен медицинский факультет. Несколько лет назад начато строительство нового большого учебного корпуса.

В эти же годы были реализованы важные научно-организационные проекты для развития ИАТЭ: научно-исследовательский сектор, аспирантура, диссертационные советы. С 1993 г. начал издаваться научно-технический журнал «Известия вузов. Ядерная энергетика», который входит в перечень журналов ВАК. Широко известна организованная в ИАТЭ международная конференция «Безопасность и подготовка кадров» (в прошлом году состоялась X конференция), преподаватели кафедры «Прикладная математика» совместно с МГУ, ИММ РАН регулярно проводят международные конференции, посвященные величайшим русским математикам – академикам П.Л.Чебышеву и А.Н. Тихонову. На кафедре материаловедения уже десятый раз прошел семинар «Структурные модификации материалов методами нетрадиционных технологий (МНТ-Х)».

Существенные изменения произошли и в учебном процессе. Большое внимание было уделено развитию довузовской подготовки, в частности, была создана физико-техническая школа и несколько ее филиалов. Были открыты новые специальности и специализации. Организованы новые факультеты, кафедры, филиалы кафедр в НИИ города. К руководству кафедрами и филиалами, к чтению лекций на

старших курсах привлечены известные ведущие специалисты научных организаций города: академик А.Ф. Цыб, доктора наук, профессора А.В. Зродников,

А.Г. Ромашин, В.В. Викулин, В.М. Поплавский, Г.И. Тошинский, М.З. Шаймарданов и многие другие. В 1995 г. институт получил исключительное право на соотношение между количеством преподавателей и студентов 1:6. В настоящее время в институте обучается более 4000 студентов, а в составе преподавательского корпуса насчитывается 61% остепененных преподавателей (в том числе 17% докторов наук).

Наряду с развитием специальностей традиционного для ИАТЭ профиля – ядерщиков, физиков, математиков, кибернетиков – началась подготовка студентов по новым специальностям: химия, материаловедение, экономика, менеджмент, экология, психология, биология, медицина, дизайн, лингвистика.

Начиная с 1985 г. происходит уверенный выход института на международную арену, чему особенно способствовали в начальный период Б.М. Рошкеттаев, И.А. Воробьева, Ю.А. Коровин. Налажены связи со специалистами Франции (обмен студентами), США, Японии, Германии.

К началу нового тысячелетия институт стал известной и престижной образовательной структурой. В 2002 г. ИАТЭ был аттестован государственными органами как Государственный технический университет атомной энергетики. Это стало признанием заслуженного лидерства в подготовке кадров для атомной энергетики и других отраслей народного хозяйства. Статус Университета во многом способствовал получению городом Обнинском высокого звания наукограда.

Все достижения стали возможными благодаря активной работе всех структур и сотрудников института. Большую роль в организации работы и направленности всего коллектива на решение поставленных задач играет верхнее звено управления – ректор, проректоры, ученые секретари. Первое «прорывное» десятилетие проректорами были С.П. Соловьев, А.И. Трофимов, Ф.В. Усаков, В.В. Говоров, В.Н. Жеглатый, Ю.А. Коровин, Н.Л. Сальников, А.И. Чередов. С 2001 г. избранный на альтернативной основе ректор Н.Л. Сальников призвал к управлению новых исполнителей – Ю.В. Волкова, А.В. Нестерова, С.Б. Бурухина, Д.А. Клинова.

Учеными секретарями Ученого совета института были Г.Г. Здоровцева, Я.В. Слепенич, В.Л. Шаблов.

В 2009 г. в соответствии с Указом Президента России произошли события, изменившие статус института. Мы стали обнинской площадкой созданного на базе МИФИ Национального исследовательского ядерного университета. Это высочайший бренд России (пока таких национальных исследовательских университетов только два) и принадлежать к этой структуре – высокая честь.

Можно пожелать новому руководству института во главе с профессором В.А. Галкиным реализовать такой же «бум» в развитии нашего ИАТЭ, как в восьмидесятилетие прошлого столетия. Тогда реорганизация нашего института будет оправдана с лихвой.

**Ю.А. Казанский**

Первый ректор ИАТЭ (1985–2000 гг.)

## ABSTRACTS OF THE PAPERS

### УДК 621.039.548

*The System of Irradiated Fuel Elements Nondestructive Examination for Inspection and Reconstitution Stand of WWER Assemblies* \S.V. Pavlov, S.S. Sagalov, S.V. Amosov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 7 pages, 8 illustrations. – References, 6 titles.

The description of the nondestructive diagnostic system of irradiated fuel elements, enclosed to inspection and reconstitution stand of WWER-1000 assemblies, is presented. Principles, as well as technique and programmable realization of ultrasound leakage test and pulsed eddy current defectoscopy of fuel elements are considered.

### УДК 621.039.58

*Probability Estimation of Hydrogen Ignition and Detonation in the Containment Vessel* \Yu.S. Yur'ev, N.M. Vitushkina, A.A. Zaitsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 6 pages, 3 illustrations. – References, 3 titles.

The Shapiro diagram is used for finding of ignition and detonation areas of hydrogen mixtures. The area boundaries and process trajectory are presented as the bands instead of the lines. This approach enables to determine the probability of these processes during the hydrogen filling of the containment vessel.

### УДК 621.039.51

*The Use of Supercritical Water Reactors in a Close Fuel Cycle* \Yu.D. Baranaev, A.P. Glebov, A.V. Klushin, V.F. Ukraintsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 13 pages, 6 tables, 7 illustrations. – References, 7 titles.

Specifics of neutronics, thermal hydraulics and construction of the supercritical water reactors with thermal and fast neutron spectrum were investigated.

It is proved that reactors with thermal spectrum have conversion ratio about  $CR \approx 0,7$  and that natural Uranium consumption in such a reactors could be decreased about 2 times (compared convention WWER-1000).

In the reactor with a fast spectrum this ratio is rather higher and will be reach to  $CR = 0,9-0,95$ . So, supercritical water reactor can operate by fuel self supply and future nuclear electricity power become more effective. The Thorium can be used in a supercritical water reactors with thermal and fast spectrum as in a Plutonium-Thorium or Uranium-Thorium fuel cycles without any fuel element construction changes. The problems of nuclear safety and fuel efficiency can be also solved in these fuel cycles.

### УДК 621.039.534

*Thermal Hydraulic Calculation of Medical Reactor MARS* \A.A. Kazantsev, V.R. Anisovyan; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 8 pages, 6 illustrations. – References, 12 titles.

The specialized medical reactor MARS is under design for neutron-capture therapy. Results of calculations of total hydraulic resistance of a reactor MARS between inlet and outlet pipes by CFD- code are presented for range of flow rates. Calculation of the accident with removing of one control rod from reactor is presented. Accident transient was calculated up to new safe steady state condition.

### УДК 621.039.51

*Principal Physical Advantages from Applying Radiogenic Lead as a Coolant of Nuclear Reactors* \G.G. Kulikov, A.N. Shmelev, V.A. Apse, V.V. Artisyuk; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 9 pages, 1 table, 6 illustrations. – References, 16 titles.

The paper presents preliminary analysis of some advantages, which could be attained from the use of radiogenic lead, i.e. lead extracted from uranium and thorium ores, as a coolant of power nuclear reactors. The paper highlights that radiogenic lead can be used to improve operation safety and intensify breeding fuel. In addition, nuclear reactors cooled by radiogenic lead could be successfully used for hydrogen (or some other artificial fuel types) production, for generation of high-temperature technological heat and for neutron transmutation of radioactive wastes with low neutron capture cross-sections.

# УДК 539.125.5.03:621.039.512

*Interval Estimation of Reactivity* \A.G. Yuferov, R.L. Ibragimov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 7 pages, 2 illustrations. – References, 13 titles.

The algorithms of an estimation of an interval of uncertainty for a reactivity meter are described on the basis of an integral equation of a kinetics.

# УДК 504.064

*Management of Remediation Measures on Radioactively Contaminated Territories with the use of Multiobjective Optimization* \S. Gritsyuk, B. Yatsalo, V. Didenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 11 pages, 3 tables, 2 illustrations. – References, 35 titles.

Optimization of the countermeasure structure on remediation of radioactively contaminated territory is considered. Multiobjective optimization is based on implementation of modified genetic algorithms and treatment of uncertain/fuzzy criteria. Geographic information system (GIS) of contaminated territory is used within the case study analysis on countermeasure optimization. This study demonstrates effectiveness of integration of multiobjective methods, genetic algorithms and GIS within the problems on environmental protection and remediation of contaminated sites.

# УДК 504.45: 546.027

*Up-to-date Content of Long-Lived Artificial Radionuclides in the Area of the Tom and Ob Rivers Impacted by the Siberian Chemical Combine Discharges* \A.I. Nikitin, I.I. Kryshev, N.I. Bashkurov, N.K. Valetova, G.E. Dunaev, A.I. Kabanov, I.Yu. Katrich, A.O. Krutovsky, V.A. Nikitin, G.I. Petrenko, A.M. Polukhina, G.N. Selivanova, V.B. Chumichev, V.N. Shkuro; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 11 pages, 5 illustrations. – References, 9 titles.

Data are presented and discussed on content of  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$  and other artificial radionuclides in water, bottom sediments and flood-plain soils of the Tom and Ob rivers part from Tomsk to the region of their confluence (through which the radioactive effluents of the Siberian Chemical Combine are transported). Data received in 2008-2009 in frames of the ISTC Project No.3547 «Analysis of radionuclide transport and assessment of radiation risk for population and environmental objects in the Ob-Irtysh river basin».

# УДК 621.039.51: 621.039.58

*Numerical-Experimental Analysis of Emergency Shut Down Cooling of VVRC Reactor at Loss of ELECTRICAL Supplying of the Circulating Pumps* \O.Yu. Kochnov, V.V. Sergeev, A.A. Kazantsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 13 pages, 8 tables, 12 illustrations. – References, 6 titles.

Based on the experiment performed on the pool type research reactor VVRC during operation at emergency condition of shut down cooling and the data obtained on reactor IS RY RBT-6, post-test calculations of dynamics at shut down cooling of facility are carried out at loss of power supply of circulating pumps. In the paper are presented the results of calculations at shut down cooling of reactor VVRC at natural circulation mode, starting from maximal acceptable power. Calculations were carried out with using the international thermal hydraulic code TRAC designed for the analysis of technical safety for water-cooled nuclear power plants.

# УДК 621.039.5

*Simulation of Transients in the Circuits of Nuclear Power Plants with BN-type Reactors Involving Variable-Speed Drives of Reactor Coolant Pumps* \E.Yu. Anishev, V.S. Gorbunov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 10 pages, 4 illustrations. – References, 4 titles.

Based on the simulation of thermal hydraulic transients, the paper analyzes the advantages of smooth variation of coolant flow in the primary circuits of nuclear power plants with fast neutron reactors.

Maintenance of optimal turbine steam parameters and “softer” transients help to increase power unit cost effectiveness and reduce thermal stresses and temperature gradients in reactor plant vessel structures.

# УДК 621.039.5

*Parameters of Fluctuations of the Working Body at Pulse Indignations on Pressure in the Second Contour of the Atomic Power Station with VVER-1000* \R.O. Katereev, K.N. Proskurjakov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 7 pages, 6 tables, 3 illustrations. – References, 5 titles.

The method of calculation procedure of fluctuations of a working substance due to impulsive disturbance at pressure is worked out. There are the results of calculation of frequency of own fluctuations of a working substance in the equipment of the second contour of the atomic power station with VVER-1000, quality factors of oscillatory contours, attenuation coefficient of fluctuations in these contours, and also dynamic loading on distribution plate, appearing as a result by closing the lock valve in front of the turbine. The received data define character and quantitative dependences of dynamic nonprojective loading on elements of construction of the equipment. Results of research can be used at designing and operation of the atomic power station with VVER-1000 and are intended for specification of estimations of a residual resource, and also for increase in a design service life.

**УДК 621.039.73: 621.039.526**

*Oxidation of Liquid Metal Coolant and Steel Corrosion Wastes during Equipment Washing with Salt Melts* \V.S. Naumov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 9 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References, 22 titles.

Oscillations of  $\text{NO}_3^-$  and  $\text{CO}_3^{2-}$  groups with  $D_{3h}$  symmetry were detected based on the IR- and RS-spectrum analysis in the solution melts of eutectic mixtures of alkaline metal chlorides containing calcium nitrate and carbonate additives in the absence of sodium. Characteristic frequencies of  $\text{NO}_3^-$  – group or oscillations of  $\text{CO}_3^{2-}$  group were not identified on incorporation of metallic sodium into the melts of oxygen-containing salts. This observation proves complete oxidation of the alkaline metal and nitrate group reduction to nitrogen dioxide or carbon dioxide in the carbonate salts.

The data on specific corrosion and corrosion rates were obtained for a series of construction steels contained in the salt mixture melts and corresponding solidified flux intended for manufacturing the equipment of fast reactors. Maximum corrosion rate of the tested steels did not exceed  $6 \text{ g/m}^2\text{h}$ . All the steels tested in the course of the conducted research can be referred to the group of resistant materials.

**УДК 621.039.58**

*Optimization of Conditions Thermomechanical Loading Steam Generators of the PWR for Management for their Services* \M.A. Trofimov, D.A. Usanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 8 pages, 9 illustrations. – References, 5 titles.

Results of researches thermal loading elements of steam generators of the atomic power station with PWR are resulted. The technique of monitoring of thermodynamic conditions of steam generators is developed. Actions for decrease thermomechanical loading critical elements of steam generators are offered.

**УДК: 546.791:544.174.2**

*The Formation and Behaviour of Uranium (V) Species in Chloride Melts* \D.E. Aleksandrov, V.A. Volkovich, B.D. Vasin, D.S. Maltsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 8 pages, 1 table, 6 illustrations. – References, 15 titles.

Uranyl-containing melts can be employed for producing fresh and reprocessing spent nuclear fuel using pyrochemical methods. U(V) species are the intermediates formed during the reduction of  $\text{UO}_2^{2+}$  ions. Possible reactions resulting in the formation of uranium (V) ions in alkali chloride melts are considered. The results of the experimental studies of the reaction of molybdenum with uranyl-containing melts based on LiCl, NaCl-KCl, 3LiCl-2KCl and NaCl-2CsCl at 550–850°C are presented. The reaction leads to the formation of  $\text{UO}_2\text{Cl}_4^{3-}$  ions and solid uranium dioxide, the ratio of these products is determined by temperature and cationic composition of the melt.

**УДК 621.039.54: 519.6**

*Peculiarities of the Thermal Mode of Underground Isolation Facility for Heat Generating Materials (Container Option)* \P.V. Amosov, A.V. Podshivalova; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 8 pages, 1 table, 4 illustrations. – References, 12 titles.

The research results obtained by the numerical modelling of thermal mode for underground long-term storage facility of spent nuclear fuel (container option) have been presented. The analysis of temperature maximum values in model areas with variation of heat conductivity coefficient in the area of source and air flow in the mine workings has been carried out. The peculiarities of temperature spatial distribution in the model areas have been specified; the compliance with the requirements of thermal safety of facility operating has been shown for laminar mode of airing.



**УДК 621.039.54**

*Conditioning of not Tight Spent Nuclear Fuel with use of Magnum-Phosphate Compound* \V.J. Suhonosov, A.N. Nikolaev, S.A. Nikolaev, I.E. Somov, O.V. Suhoverhova, V.A. Chernov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 6 pages, 4 illustrations. – References, 7 titles.

For conditioning of not tight spent nuclear fuel it is offered to use magnum-phosphate substantiation. It is experimentally shown that the initial material has high fluidity which remains within not less hour. It will allow to carry out reliably pouring of intertrumpet space of not tight spent nuclear fuel. At hardening of materials it is formed compound with density of 1,5–1,8/cm<sup>3</sup>. The material possesses functions of a protective barrier: it is not dissolved in the water; entered radionuclides strontium and cesium are strongly fixed in material structure.

**УДК 621.039.5: 681.587.72**

*Updating of Set Neutron Silicon Doping using IRT-T* \T.H. Badretdinov, A.G. Goryunov, V.A. Varlachev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 5 pages, 2 illustrations. – References, 7 titles.

Updated electric drive of the automated complex of neutron silicon doping using research nuclear reactor IRT-T of Tomsk Polytechnic University is introduced. Gearless complete low-speed electric drive provides the necessary reliability and extended trouble free operation service life, ease of control, management and maintenance, meets the modern requirements of ergonomics. It is a mass product and has acceptable price. The laboratory tests were carried out. Recommended for use.

**НАШИ АВТОРЫ**

**Амосов П.В.** – к.т.н., с.н.с. Горного института КНЦ РАН, доцент кафедры теплофизики Кольского филиала Петрозаводского государственного университета. E-mail: vosoma@goi.kolasc.net.ru.

**Амосов С.В.** – ведущий инженер лаборатории стендовых исследований топлива ядерных реакторов ОАО «ГНЦ НИИАР».

**Анисонян В.Р.** – в 2005 г. окончил Государственный инженерный университет Армении (бывший Ереванский политехнический институт) по специальности «Эксплуатация АЭС». В 2009 г. окончил очную аспирантуру ИАТЭ. В настоящее время работает в ЭНИМЦ «Моделирующие системы». Область научных интересов – расчеты с использованием CFD-кода OpenFOAM в рамках проекта специализированного медицинского реактора MAPC.

**Анишев Е.Ю.** – к.т.н., главный специалист ОАО «ОКБМ Африкантов». Тел. (831) 246-96-41.

**Баранов Ю.Д.** – начальник лаборатории ГНЦ РФ-Физико-энергетического института им. А.И. Лейпунского (ГНЦ РФ-ФЭИ). Тел. (48439)9-82-66.

**Башкиров Н.И.** – заведующий лабораторией контроля радиоактивного загрязнения окружающей среды ГУ «Томский ЦГМС». Тел. (3822)53-21-29.

**Валетова Н.К.** – старший научный сотрудник ГУ НПО «Тайфун». Тел. (48439)7-18-05.

**Витушкина Н.М.** – к.ф.-м.н., старший научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. E-mail: vita\_nm@mail.ru.

**Глебов А.П.** – к.т.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Тел. (48439)9-88-69.

**Горбунов В.С.** – к.т.н., ведущий инженер-конструктор ОАО «ОКБМ Африкантов». Тел. (831) 246-94-40.

**Грицюк С.В.** – аспирант Обнинского института атомной энергетики НИЯУ МИФИ (ИАТЭ НИЯУ МИФИ). Закончил факультет кибернетики ИАТЭ в 2007 г., участник нескольких международных проектов по созданию систем поддержки принятия решений. Область научных интересов – распределенные системы, многокритериальный анализ решений, разработка и применение систем поддержки принятия решений, Java-технологии.

**Диденко В.И.** – заведующий лабораторией ИТ ИАТЭ НИЯУ МИФИ. Закончил факультет кибернетики ИАТЭ в 1998 г. Участник нескольких международных проектов по разработке систем поддержки принятия решений и анализу рисков. Область научных интересов – распределенные системы, разработка и применение ГИС поддержки принятия решений, анализ рисков, Java-технологии.

**Дунаев Г.Е.** – научный сотрудник ГУ НПО «Тайфун».

**Зайцев А.А.** – к.т.н., начальник лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ. E-mail: aluk@ippe.ru.

**Кабанов А.И.** – помощник главного инженера ГУ НПО «Тайфун» по радиационной безопасности. Тел. (48439)7-17-32.

**Казанцев А.А.** – к.т.н., доцент ИАТЭ НИЯУ МИФИ, зав. лабораторией теплофизического моделирования в ЭНИМЦ «Моделирующие системы». В 1981 г. окончил Обнинский филиал Московского инженерно-физического института. Область научных интересов – разработка моделей основного технологического оборудования, моделирование двухфазных потоков для тренажеров АЭС, расчеты с использованием CFD-кода OpenFOAM.

**Катрич И.Ю.** – старший научный сотрудник ГУ НПО «Тайфун», кандидат физико-математических наук. Тел. (48439)7-16-48.

**Клушин А.В.** – с.н.с. ГНЦ ГНЦ РФ-ФЭИ. Тел. (48439)9-88-69.

**Кочнов О.Ю.** – к.т.н., директор Обнинского филиала НИФХИ им. Карпова, Окончил ОИАТЭ (филиал МИФИ).

**Крутовский А.О.** – начальник ГУ «Томский ЦГМС». Тел. (3822)53-03-36.

**Крышев И.И.** – д.ф.-м.н., профессор, главный научный сотрудник ГУ НПО «Тайфун», эксперт НКДАР ООН, член РНКРЗ. Область научных интересов – радиоэкология, математическое моделирование в экологии, радиационная безопасность населения и окружающей среды. Тел. (48439)7-16-89.

**Никитин А.И.** – к.ф.-м.н., заместитель заведующего лабораторией ГУ НПО «Тайфун». Область научных интересов – натурные исследования радиоактивного загрязнения водных объектов. Тел. (48439)7-18-05.

**Никитин В.А.** – к.геогр.н., младший научный сотрудник ГУ НПО «Тайфун». Тел. (48439)7-19-60.

**Николаев А.Н.** – к.т.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

**Николаев С.А.** – начальник научно-технического бюро ГНЦ РФ-ФЭИ.

**Павлов С.В.** – к.т.н., директор отделения реакторного материаловедения ОАО «ГНЦ НИИАР».

**Петренко Г.И.** – к.х.н., начальник сектора радиохимического анализа ГУ НПО «Тайфун». Тел. (48439)7-17-64.

**Подшивалова А.В.** – студентка кафедры теплофизики Кольского филиала Петрозаводского государственного университета.

**Полухина А.М.** – инженер-радиохимик ГУ НПО «Тайфун». Тел. (48439)7-17-64.

**Сагалов С.С.** – с.н.с. лаборатории исследования ТВС и твэлов ОАО «ГНЦ НИИАР».

**Селиванова Г.В.** – радиометрист ГУ «Томский ЦГМС». Тел. (3822)53-21-29.

**Сергеев В.В.** – с.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. В 1980 г. окончил ОФ МИФИ. Область научных интересов – интегральное моделирование процессов тепломассопереноса в контурах ЯЭУ.

**Сомов И.Е.** – к.т.н., начальник лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ.

**Суховерхова О.В.** – инженер 1 категории ГНЦ РФ-ФЭИ.

**Сухонос В.Я.** – к.ф.-м.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Тел. (48439)7-18-05.

**Трофимов М.А.** – д.т.н., доцент кафедры «Автоматика, контроль и диагностика» ИАТЭ НИЯУ МИФИ. Область научных интересов – разработка методов и автоматизированных систем контроля динамических и остаточных напряжений в металле конструкций ЯЭУ.

**Украинцев В.Ф.** – к.ф.-м.н., доцент ИАТЭ НИЯУ «МИФИ». Тел. (48439)3-32-23.

**Усанов Д.А.** – главный специалист департамента инженерной поддержки концерна «Росэнергоатом». Область научных интересов – управление сроком службы оборудования АЭС.

**Чернов В.А.** – к.ф.-м.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ, доцент.

**Чумичев В.Б.** (1934–2009), работал старшим научным сотрудником ГУ НПО «Тайфун».

**Шкуро В.Н.** – научный сотрудник ГУ НПО «Тайфун». Тел. (48439)7-17-64.

**Юрьев Ю.С.** – д.т.н., профессор, главный научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

**Яцало Б.И.** – д.т.н., зав. кафедрой «Информационные системы» ИАТЭ НИЯУ МИФИ. Закончил мехмат МГУ в 1981 г. Область научных интересов – многокритериальный анализ решений, анализ рисков, разработка и применение ГИС поддержки принятия решений, математическое моделирование в экологии и радиоэкологии, радиационная защита, анализ затраты-выгода, реабилитация загрязненных территорий. Автор более 150 публикаций. Руководитель нескольких международных проектов по созданию прикладных геоинформационных систем поддержки принятия решений.

## OUR AUTHORS

**Amosov P.V.** – Cand. Sci. (Engineering), senior researcher of the Institution of RAS the Mining institute, Kola Science Centre RAS, assistant professor of the heat physics department of the Kola branch of Petrozavodsky State University. E-mail: vosoma@goi.kolasc.net.ru.

**Amosov S.V.** – principal engineer of the nuclear reactor fuels stand examinations laboratory of JSC «SSC RIAR».

**Anishev Y.Yu.** – Cand. Sci. (Engineering), chief specialist of JSC «Afrikantov OKBM», Nizhny Novgorod. Phone 8-(831) 246-96-41 (office).

**Anisovyan V.R.** – graduated from the State Engineering University of Armenia in 2005 on speciality «NPP operator». Works in «Simulation System Ltd.» company. Scientific interests – calculations with use CFD-code OpenFOAM in the frames of the project of the specialized medical reactor MARS.

**Baranaev Yu.D.** – head of laboratory of the State Scientific Center of the Russian Federation-Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leipunsky (SSC RF-IPPE).

**Bashkirov N.I.** – head of laboratory for control of environmental radioactive contamination, SI «Tomsk Centre for Hydrometeorology and Environmental Monitoring».

**Chernov V.A.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), leading researcher of the SSC RF-IPPE.



- Chumichev V.B.** – (1934-2009), has been working as senior researcher at the SI RPA «Typhoon».
- Didenko V.I.** – head of IT laboratory of the Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering of the National Research Nuclear University «MEPhI» (OINPE). Graduated from the department of cybernetics of the OINPE in 1998. Participated in several international projects concerned with software development for risk analysis and risk-based landuse management, GIS and MCDA tools development and implementation. Scientific interests – distributed computer systems, GIS, spatial decision support systems, risks analysis, Java-technology.
- Dunaev G.E.** – researcher of the SI RPA «Typhoon».
- Glebov A.P.** – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the SSC RF-IPPE.
- Gorbulov V.S.** – Cand. Sci. (Engineering), leading design engineer of JSC «Afrikantov OKBM», Nizhny Novgorod. Phone 8-(831) 246-94-40 (office).
- Gritsuik S.V.** – graduated from the department of cybernetics, IATE, in 2007; started post-graduate course at the IS department in 2007, participated in several international projects on development of decision support systems.
- Kabanov A.I.** – assistant to the SI RPA «Typhoon» chief engineer on radiation safety.
- Katrich I.Yu.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), senior researcher of the SI RPA «Typhoon».
- Kazantsev A.A.** – Cand. Sci. (Engineering), Associated Professor of the OINPE, head of thermal physic 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, Simulation of two phase flows for NPP applications, calculation based on CFD code OpenFOAM.
- Klushin A.V.** – senior researcher of the SSC RF-IPPE.
- Kochnov O.U.** – Cand. Sci. (Engineering), Director of the Obninsk Branch of FSUE Karpov Institute of Physical Chemistry (KIPC).
- Krutovsky A.O.** – head of the SI «Tomsk Centre for Hydrometeorology and Environmental Monitoring».
- Kryshev I.I.** – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, chief researcher of the SI RPA «Typhoon», doctor of physical-mathematical sciences, professor, UNSCEAR expert, NCRP member. Scientific interests: radioecology, mathematical modeling in ecology, radfiation safety of population and environment.
- Nikitin A.I.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), deputy head of laboratory of the SI RPA «Typhoon», candidat of physical-mathematical sciences. Scientific interests: field investigations of radioactive contamination of water bodies.
- Nikitin V.A.** – Cand. Sci. (Geography), junior researcher of the SI RPA «Typhoon».
- Nikolaev A.N.** – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the SSC RF-IPPE.
- Nikolaev S.A.** – chief of bureau of the SSC RF-IPPE.
- Pavlov S.V.** – Cand. Sci. (Engineering), Director of Department for Reactor Material Science of JSC «SSC RIAR».
- Petrenko G.I.** – Cand. Sci. (Chemistry), head of radiochemical subdivision of the SI RPA «Typhoon».
- Podshivalova A.V.** – student of the heat physics department of the Kola branch of Petrozavodsky State University.
- Polukhina A.M.** – radiochemical engineer of the SI RPA «Typhoon».
- Sagalov S.S.** – senior researcher of fuel assemblies and fuel elements research laboratory of JSC «SSC RIAR». E-mail: cccerg@yandex.ru. Scientific interests – distributed applications development, MCDA, MODM, decision support systems, Java-technology.
- Selivanova G.V.** – radiometrist of the SI «Tomsk Centre for Hydrometeorology and Environmental Monitoring».
- Sergeev V.V.** – Senior Researcher of SSC RF-IPPE. Graduated from the Obninsk branch of the Moscow Engineering Physics Institute in 1980. Scientific interests – integral modeling of heat and mass transfer processes in the circuits of NPP.
- Shkuro V.N.** – researcher of the SI RPA «Typhoon».
- Somov I.E.** – Cand. Sci. (Engineering), chief of laboratory of the SSC RF-IPPE.
- Suhonosov V.J.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), leading researcher of the SSC RF-IPPE.
- Suhoveryhova O.V.** – engineer of the SSC RF-IPPE.
- Trofimov M.A.** – Dr. Sci. (Engineering), Associate professor of the automatics, control and diagnostics department of the OINPE. Scientific interests – working out of methods and the automated monitoring systems of dynamic and residual pressure in metal of designs APS.
- Ukrainsev V.F.** – Cand. Sci., Associated Professor of the OINPE.
- Usanov D.A.** – the main expert of department of engineering support of concern «Rosenergoatom». Scientific interests – management of service life of the equipment of the atomic power station.
- Valetova N.K.** – senior researcher of the SI RPA «Typhoon».
- Vitushkina N.M.** – Cand.Sci. (Phys.-Math), senior researcher of the SSC RF-IPPE.
- Yatsalo B.I.** – Dr. Sci. (Engineering), Head of Information Systems department of the OINPE. Graduated from the Moscow State University (MSU), Mechanics and Mathematics faculty in 1981. Scientific interests – multi-criteria decision analysis (MCDA), decision support systems, GIS, risk analysis, development and practical implementation of spatial decision support systems (SDSS), mathematical modelling (ecology, radioecology), cost-benefit analysis, radiation protection, restoration and sustainable development of contaminated territories.
- Yur'ev Yu.S.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor, head researcher of the SSC RF-IPPE.
- Zaitsev A.A.** – Cand.Sci.(Engineering), head of laboratory of the SSC RF-IPPE.