

**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.**

**N 3 2011 г.**

**СОДЕРЖАНИЕ**

**ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ**

<b>T.Ю. Карпушкин</b>	
Расчет выгорания геометрически сложной системы с сильным поглощением методом вероятностей первых столкновений .....	5
<b>В.М. Котов, И.В. Прозорова</b>	
Вариант модернизации реактора ИВГ.1М с частичной заменой технологических каналов .....	12
<b>А.Д. Кротов, Г.Э. Лазаренко, М.К. Овчаренко, А.П. Пышко, А.В. Сонько, В.И. Ярыгин, Д.Г. Лазаренко</b>	
Автономная термоэмиссионная ядерная энергетическая установка для морских газо- и нефтедобывающих платформ .....	21
<b>В.А. Старков, М.Н. Святкин, А.В. Клинов, А.П. Малков, В.Е. Федосеев, А.Л. Петелин, Ю.Б. Чертков</b>	
Испытания опытных сборок реактора СМ с повышенной загрузкой урана .....	28
<b>В.А. Цыканов, В.А. Старков, А.П. Малков, М.Н. Святкин, А.В. Клинов, А.Л. Петелин, Ю.А. Краснов, Ю.Б. Чертков</b>	
Результаты расчетно-экспериментального обоснования режимов и сопровождения массовых испытаний опытных ТВС реактора СМ с повышенной загрузкой урана .....	37

**БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ**

<b>В.В. Алексеев, Г.П. Сергеев, П.С. Козуб, В.В. Матюхин, А.П. Сорокин</b>	
Опытный образец прибора ИВА-М для контроля водорода в натриевом теплоносителе .....	47
<b>Р.Т. Исламов, А.А. Деревянкин, И.В. Жуков, М.А. Берберова, С.С. Дядюра, Ю.А. Мардашова, Р.Ш. Кальметьев</b>	
Оценка риска для атомных электростанций с реакторами типа РБМК .....	56
<b>В.М. Маркочев</b>	
Оценка предельного состояния поврежденного гиба трубопровода АЭС .....	63
<b>В.В. Сергеев, О.Ю. Кочнов, А.А. Казанцев</b>	
Расчетный анализ проектных течей в первом контуре реакторной установки ВВР-ц модернизированной компоновки (ИВВ.10М) .....	69

**АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

<b>В.А. Канке</b>	
О статусе ядерной энергетики как науки .....	79

## ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

<i>И.И. Крышев, А.И. Крышев</i>	
Сравнительная оценка дозы облучения гидробионтов от радиационных аварий на АЭС «Фукусима» и Чернобыльской АЭС .....	84
<i>А.С. Шилина, В.К. Милинчук, О.А. Ананьева</i>	
Извлечение радионуклидов из водных сред новым высоко термостойким алюмосиликатным сорбентом .....	92

## ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

<i>А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, В.И. Белозеров</i>	
Реакторы с тяжелым теплоносителем и некоторые теплогидравлические данные для них .....	100
<i>К.В. Карташов, Г.П. Богословская</i>	
Статистическая оценка максимальной температуры оболочек твэлов быстрого реактора, охлаждаемого водой сверхкритических параметров .....	113

## МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

<i>Б.А. Гурович, Е.А. Кулешова, О.О. Забусов, С.В. Федотова, К.Е. Приходько, А.С. Фролов, Д.А. Мальцев, М.А. Салтыков</i>	
Радиационно-индуцированные структурные эффекты, наблюдаемые в сталях корпусов реакторов ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации, восстановительного отжига и повторного ускоренного облучения .....	122

## CONTENTS

### REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

<i>T.Yu. Karpushkin</i>	
Burnout Calculation in Complicated Geometry Region with Strong Absorption by First-flight Collision Probabilities Method .....	5
<i>V. Kotov, I. Prozorova</i>	
Option of IVG.1M Reactor Modernization with Partial Replacement of Process Channels .....	12
<i>A.D. Krotov, G.E. Lazarenko, M.K. Ovcharenko, A.P. Pyshko, A.V. Sonko, V.I. Yarygin, D.G. Lazarenko</i>	
Self-Contained Thermionic Nuclear Power Plant for Offshore Gas and Oil Production Platforms .....	21
<i>V.A. Starkov, M.N. Svyatkin, A.V. Klinov, A.P. Malkov, V.E. Fedoseev, A.L. Petelin, Yu.B Chertkov</i>	
Tests of SM Reactor Experimental Fuel Assemblies with Increased Uranium Load .....	2/
<i>V.A. Tsikanov, V.A. Starkov, A.P. Malkov, M.N. Svyatkin, A.V. Klinov, A.L. Petelin, Yu.A. Krasnov, Yu.B. Chertkov</i>	
Results of Calculated Experimental Justification of Support and Conditions of Mass Tests of SM Experimental Fuel Assemblies with Increased Uranium Load .....	37

### SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

<i>V.V. Alekseev, G.P. Sergeev, P.S. Kozub, V.V. Matyukhin, A.P. Sorokin</i>	
Experimental Sample of IVA-M Device for Monitoring of Hydrogen in Sodium Coolant .....	47
<i>R.T. Islamov, A.A. Derevyanikin, I.V. Zhukov, M.A. Berberova, S.S. Dyadyura, Ju.A. Mardashova, R.Sh. Kalmetiev</i>	
Risk Assessment for NPPs with RBMK Reactors .....	56
<i>V.M. Markochev</i>	
Limiting State Estimation of Damaged Pipe Bend Nuclear Power Plant .....	63
<i>V.V. Sergeev, O.Uy. Kochnov, A. A. Kazantsev</i>	
Calculation Analysis of Maximal Design Leaks in Primary Circuit of VVR-c Reactor (IBB.10M) after Design Modernization .....	69

### CURRENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

<i>V.A. Kanke</i>	
On the Status of Nuclear Power Engineering as a Science .....	79

### ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

<i>I.I. Kryshev, A.I. Kryshev</i>	
Comparative Estimation of Radiation Dose for Aquatic Biota from Radiation Accidents in the Area of Fukushima and Chernobyl NPP .....	84
<i>A.S. Shilina, V.K. Milinchuk, O.A. Ananieva</i>	
Extraction of Radionuclides from the Water with New High Temperature Resistant Aluminosilicate Adsorbents .....	92

### THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

<i>A.V. Zukov, J.A. Kuzina, V.I. Blozorov</i>	
Reactors with Heavy Liquid-Metal Coolants and Some Thermohydraulic Data for them .....	100
<i>K.V. Kartashov, G.P. Bogoslovskaya</i>	
Statistical Estimation of Maximum Fuel-Element Cladding Temperature in Supercritical Water-Cooled Fast Reactor .....	113

**MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING**

*B.A. Gurovich, E.A. Kuleshova, O.O. Zabusov, S.V. Fedotova, K.E. Prikhodko, A.S. Frolov, D.A. Maltsev,  
M.A. Saltykov*

- Radiation-Induced Structural Effects Observing in VVER-1000 RPV Steels under Operation,  
Recovery Annealing and Accelerated Re-Irradiation ..... 122

# РАСЧЕТ ВЫГОРАНИЯ ГЕОМЕТРИЧЕСКИ СЛОЖНОЙ СИСТЕМЫ С СИЛЬНЫМ ПОГЛОЩЕНИЕМ МЕТОДОМ ВЕРОЯТНОСТЕЙ ПЕРВЫХ СТОЛКНОВЕНИЙ

**Т.Ю. Карпушкин**

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», г. Москва



Представлена методика восстановления матриц вероятностей первых столкновений нейтронов (ВПС) в процессе выгорания через средние хорды, насчитанные для нескольких состояний с помощью построения стохастических траекторий нейтронов. Представлен расчет бесконечного коэффициента размножения ТВС ледокольного реактора в процессе выгорания материалов с помощью данной методики и приведено сравнение с расчетами по другим методикам и программам.

**Ключевые слова:** вероятность, хорда, нейtron, выгорание.

**Key words:** probability, chord, neutron, burnout.

Решение задач изменения изотопного состава в процессе выгорания наиболее успешно реализуется для простых геометрий элементарных ячеек, когда для расчета пространственного распределения нейтронов можно использовать относительно простые и быстрые методы решения транспортной задачи. Например, поле нейтронов в многослойной цилиндрической, плоской или сферической геометрии можно оценить с помощью аналитических формул расчета вероятностей первых столкновений. Однако для расчета вероятностей первых столкновений в более сложных областях необходимо использовать численные методы, что сопряжено с большими вычислительными затратами. Трудности возникают при расчете сильных выгорающих поглотителей, например, гадолиния. Плотность потока нейтронов в таких материалах быстро уменьшается от поверхности внутрь поглотителя. Необходимо разбивать поглотитель на тонкие слои для отслеживания изменения изотопного состава в них. Из-за большого поглощения ядерная концентрация изотопов меняется быстро, и необходимо проводить вычисления с мелким временным шагом.

Качественный расчет геометрически сложных систем с сильными выгорающими поглотителями можно получить, используя метод Монте-Карло, но для этого метода требуется много временных затрат. Для систем с сильными выгорающими поглотителями расчеты Монте-Карло надо выполнять с очень хорошей статистикой, чтобы статистическая погрешность расчета была много меньше изменения

размножающих свойств, обусловленных изменением ядерных концентраций изотопов в процессе выгорания на небольшом временном шаге.

Избежать больших временных затрат при вычислении матриц ВПС помогла бы методика некоего приближенного вычисления этих матриц, которая существенно сократила бы время их вычисления даже для сложных геометрий без значимой потери в точности.

С этой целью разрабатывается метод вычисления матриц ВПС на основе средних хорд, которые вычислены предварительно для одного или нескольких реперных состояний построением стохастических траекторий нейтронов и отслеживанием длин хорд в зонах от точки рождения до точки первого столкновения нейтрона. Следует отметить, что существует несколько способов точного расчета вероятностей первых столкновений на основе регистрации хорд в зонах в процессе построения луча траектории нейтрона [1]. Все они, так или иначе, используют значение длины хорды в пройденной зоне и соответствующее этой зоне полное макроскопическое сечение для вычисления отдельного вклада в вероятность первого столкновения. Однако для изменившихся сечений материалов требуется повторный расчет всех последовательностей таких вкладов, в связи с чем в сложных геометриях необходимы большие временные затраты. В рассматриваемом методе делается попытка уйти от расчета вероятностей с помощью отдельных длин участков пересечения луча с геометрическими зонами, заменив отдельные участки средними хордами, проходимыми нейтроном в различных зонах до его первого столкновения (рис. 1). При таком способе расчета предполагается падение точности вычисления матриц вероятностей при все большем отличии новых полных сечений системы от исходных значений, однако существенным моментом является однократность расчета средних хорд и быстрота восстановления вероятностей на их основе. Для больших времен выгорания или для систем с сильными поглотителями предполагается повторный пересчет реперных матриц ВПС и средних хорд через определенные временные интервалы.

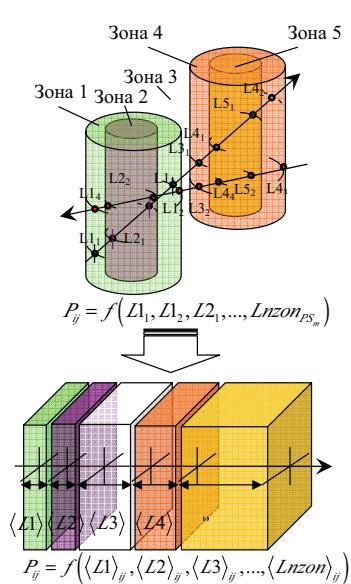


Рис. 1. Переход в вычислении вероятности от последовательности хорд (в системе цилиндров) к средним хордам до первого столкновения (система слоев)

Реперные матрицы вероятностей рассчитываются статистическим способом моделированием пробега нейтрона от рождения до точки первого столкновения. Для каждой регистрационной зоны равновероятно по ее объему разыгрываются точка старта нейтрона и направление вылета. Движение нейтронов вдоль этого направления продолжается до тех пор, пока случайно не реализуется акт столкновения. Во время полета нейтрон может столкнуться и в той зоне, где он родился, а может пролететь и несколько регистрационных зон до первого столкновения. Число стартов  $NS_i$  из зоны  $i$  суммируется, суммируется и число столкновений  $NC_{ij}$  в зоне  $j$  нейтронов, стартовавших из зоны  $i$ . Вероятность  $P_{ij}$  определяется как отношение числа столкновений  $NC_{ij}$  нейтронов в зоне  $j$ , пришедших из зоны  $i$ , к полному числу стартов  $NS_i$  из зоны  $i$ :  $P_{ij} = NC_{ij} / NS_i$ .

Одновременно с регистрацией столкновений регистрируются хорды в последовательно проходимых при движении нейтрона зонах.

Длина хорды  $L_{ijm}^k$  – это путь в зоне номер  $m$  при  $k$ -ом пересечении нейтрона, родившегося в зоне  $i$  и испытавшего первое столкновение в зоне  $j$ . Тогда средний путь или средняя хорда, пройденная нейtronом в зоне  $m$ ,

$$L_{ijm} = \sum_{k=1}^{PS_m} L_{ijm}^k / PS_m, \quad (1)$$

где  $PS_m$  – число случаев пересечения зоны  $m$  нейtronом, родившимся в зоне  $i$  и испытавшим первое столкновение в зоне  $j$ .

Построение стохастических траекторий производится в сеточной модели геометрии на плоскости [2], т.е. вся расчетная область покрывается очень мелкой квадратной пространственной сеткой, и все элементы, входящие в состав расчетной области (таблетка твэла, оболочка, газовый зазор между твэлом и оболочкой и прочие элементы конструкции), проецируются на эту мелкую пространственную сетку. Каждому элементу сетки приписывается номер материала, соответствующего элемента ячейки. Аналогия такого разбиения – представление картинки на экране дисплея. Для более быстрого построения нейtronной траектории элементы полученной сетки объединяются в более обширные квадратные области. Совместное использование регулярной и нерегулярной сеток позволяет применять единый быстрый алгоритм построения стохастической траектории, не зависящий от сложности задаваемой геометрии. В этом случае расчет вероятностей для конкретного состояния кассеты частотным способом с хорошей статистикой производится за вполне приемлемое время. Однако это время составляет 1,5–3 часа для персонального компьютера, что годится для расчета единичного состояния, но не подходит для расчета выгорания, когда зачастую вычисления приходится вести с временным шагом в пять суток на протяжении трехлетней кампании, и количество пересчетов матриц ВПС достигает нескольких сотен. Именно с целью сокращения времени расчета выгорания была предложена методика приближенного восстановления матриц ВПС через средние хорды.

Можно предположить, что для нейтрона, родившегося в зоне  $i$  и испытавшего первое столкновение в зоне  $j$ , вероятность испытать это столкновение есть

$$P_{ij} = A_{ij} \left[ \exp \left( - \sum_{m \neq j}^N \Sigma_t^m L_{ijm} \right) \left[ 1 - \exp(-\Sigma_t^j L_{ij}) \right] + \left[ 1 - \exp(-\Sigma_t^j L_{jj}) \right] \right], \quad (2)$$

где  $\Sigma_t^m$  – полное сечение в зоне  $m$ ;  $L_{ijm}$  – средняя хорда (1), пройденная нейтроном в зоне  $m$  при рождении в зоне  $i$  и столкновении в зоне  $j$ ;  $\Sigma_t^j$  – полное сечение в зоне  $j$ ;  $L_{ij}$  – средняя хорда, пройденная нейtronом в зоне  $j$  при рождении в зоне  $i$  и столкновении в зоне  $j$ ;  $L_{jj}$  – средняя хорда, пройденная нейtronом в зоне  $j$  при рождении в зоне  $j$  и столкновении в зоне  $j$  без прохождения других зон;  $A_{ij}$  – нормировочный коэффициент, который рассчитывается из условия равенства вероятностей  $P_{ij}$ , определенных по формуле (2), и прямым частотным расчетом. Эти коэффициенты запоминаются после первого расчета и используются для расчета вероятностей при изменившихся полных сечениях.

В основе данного способа расчета вероятностей лежит следующее простое предположение. При прохождении нейтрона сквозь вещество вероятность пройти слой толщиной  $L_1$  с полным сечением среды  $\Sigma_1$  без столкновений есть  $\exp(-\Sigma_1 L_1)$ . Далее, вероятность столкновения в слое  $L_2$ , следующим за слоем  $L_1$  и имеющим сечение  $\Sigma_2$ , есть  $\exp(-\Sigma_1 L_1)[1 - \exp(-\Sigma_2 L_2)]$ . Следовательно, чтобы применить данную схему для расчета вероятностей первых столкновений для сложной геометрии, нужно иметь в наличии средние хорды до первого столкновения,

т.е. будем считать, что нейтрон, вылетевший из зоны  $i$  и испытавший первое столкновение в зоне  $j$ , последовательно проходит все зоны с номерами  $1, 2, 3, \dots, N$  (рис. 1), и толщина слоя каждой зоны есть величина средней хорды до столкновения для данной зоны при условии рождения в зоне  $i$  и столкновения в  $j$ .

Таким образом, формула (2) для расчета вероятностей первых столкновений имеет простой физический смысл: первое слагаемое есть вероятность нейtronов, родившихся в зоне  $i$ , долететь до зоны  $j$  и испытать в ней столкновение, второе – вероятность нейtronов, родившихся в зоне  $i$ , испытать столкновение в ней же без прохождения через другие зоны. Использование этой формулы для других сечений в сравнении с теми, при которых были рассчитаны реперные матрицы, ведет к правильному изменению вероятностей. Например, если в какой-то из зон на пути нейтрона из  $i$  в  $j$  полное сечение станет бесконечно малым, просто обнуляется вклад в соответствующий оптический путь, и вероятности скорректируются в нужную сторону.

В процессе выгорания полные сечения материалов в зонах будут меняться. Подставим в формулу (2) реперные хорды и полученные на данном шаге по времени новые сечения и скорректируем значения вероятностей  $P_{ij}$  с использованием нормировки на единицу и соотношения взаимности:

$$P_{ij}^{(1)} = \frac{[P_{ij}^{(0)}V_i\Sigma_{ti}^{(1)} + P_{ji}^{(0)}V_j\Sigma_{tj}^{(1)}]}{V_i\Sigma_{ti}^{(1)}} \cdot 0,5, \quad (3)$$

где  $P_{ij}^{(0)}, P_{ji}^{(0)}$  – значения вероятностей, полученные для новых сечений по формуле (2);  $V_i, V_j$  – объемы зон  $i$  и  $j$ ;  $\Sigma_{ti}^{(1)}, \Sigma_{tj}^{(1)}$  – новые полные сечения в зонах  $i$  и  $j$ .

Диагональные элементы вычисляются как

$$P_{ii}^{(1)} = 1 - \sum_{j \neq i}^N P_{ij}^{(1)}. \quad (4)$$

Восстановленные таким образом матрицы вероятностей первых столкновений используются для решения задачи переноса в прежней геометрии, но с новыми сечениями  $\Sigma_t^{(1)}$ . На следующем шаге по выгоранию вероятности восстанавливаются с помощью новых полных сечений  $\Sigma_t^{(2)}$ .

Вычисляемые на каждом шаге по времени полные сечения для данной энергетической группы могут сильно отклоняться от первоначальных реперных сечений в той же группе. Поэтому производится поиск трех групп реперных сечений, наиболее близких к сечениям заданной группы на очередном шаге по времени (рис. 2).

Выбираются три реперные группы  $g_1, g_2, g_3$  с наименьшим среднеквадратичным отклонением

$$\chi = \sum_{i=1}^N [\Sigma_{ti}^{(g)} - \Sigma_i]^2,$$

где  $\Sigma$  – реперные макроскопические групповые сечения, для которых рассчитаны средние хорды;  $\Sigma_t^{(g)}$  – полные макроскопические сечения энергетической группы  $g$ , для которых требуется рассчитать матрицу вероятностей первых столкновений. Суммирование производится по всем геометрическим зонам. Тогда средние хорды и коэффициенты  $A_{ij}$  для подстановки в соотношение (2) корректируются простой интерполяцией:

$$\langle B \rangle = \frac{\sum_{k=1}^3 \chi(g_k)^{-1} B^{(k)}}{\sum_{k=1}^3 \chi(g_k)^{-1}}, \quad (5)$$

где в качестве  $B^{(k)}$  подставляются значения  $L_{ijm}^{(k)}, L_{ijj}^{(k)}$  или  $A_{ij}^{(k)}$ , выбранные для трех групп с минимальными среднеквадратичными отклонениями  $\chi(g_1), \chi(g_2), \chi(g_3)$ . Полученные средние хорды и коэффициенты используются в восстановлении вероятностей для новых сечений с помощью соотношений (2)–(5).

Данная методика была реализована в виде программного модуля, встроенного в состав комплекса UNK [3], который имеет подробную библиотеку ядерных данных на основе файлов оцененных ядерных данных ENDF/B-6 и библиотеку выхода продуктов деления в зависимости от энергии нейтронов, вызвавших деление. В программном модуле BURNUP, интегрированном в пакет, изменение ядерной концентрации изотопов на временном шаге рассчитывается с помощью аналитических формул. По приведенной методике проводились тестовые расчеты выгорания материалов ячеек и кассет реактора ВВЭР-1000 и были получены приемлемые результаты [4]. В данной работе рассматривается более сложный вариант как по геометрии, так и по материальному составу.

В качестве тестового расчета рассматривается кассета активной зоны ледокольного реактора [5], характеризующаяся сложной геометрической структурой с наличием твэлов различного обогащения, нескольких типов выгорающего поглотителя в различной геометрии и концентрации.

Кассета была разбита на 107 регистрационных зон. Рассматриваемое время работы порядка 1500 суток с шагом по времени 10 суток. Первые два шага по времени одни сутки и пять суток соответственно.

Произведено три типа расчетов:

- по программе MCU-TR [6];
- с помощью комплекса UNK [3] с вычислением вероятностей первых столкновений методом Монте-Карло на каждом шаге по времени;
- с помощью комплекса UNK с вычислением вероятностей первых столкновений методом Монте-Карло через интервал времени в 120 суток, внутри этого интервала матрицы ВПС на каждом шаге восстановлены через средние хорды.

На рисунке За представлен график изменения бесконечного коэффициента размножения от времени для первых двух вариантов расчетов. Как видно из этого рисунка, расчеты выгорания по двум разным по идеологии программным комплексам имеют очень близкие значения, и все особенности изменения коэффициента от времени видны на обоих графиках и хорошо согласуются между собой. На рисунке 3б представлено относительное отклонение коэффициента, рассчитанного по UNK, от коэффициента, рассчитанного по MCU-TR. Как видно из этого рисунка, первые 900 суток это относительное отклонение по абсолютной величине не превышает 1%.

Был произведен расчет выгорания с точным вычислением матриц ВПС и средних хорд через каждые 120 суток (для уменьшения погрешностей и корректиров-

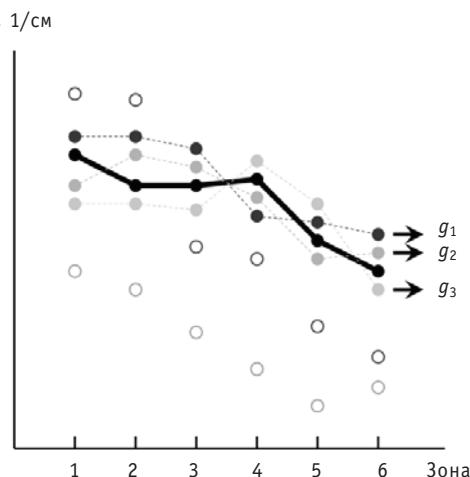


Рис. 2. Выбор трех реперных энергетических групп  $g_1, g_2, g_3$  с наиболее близкими полными сечениями к текущим сечениям на данном шаге по времени

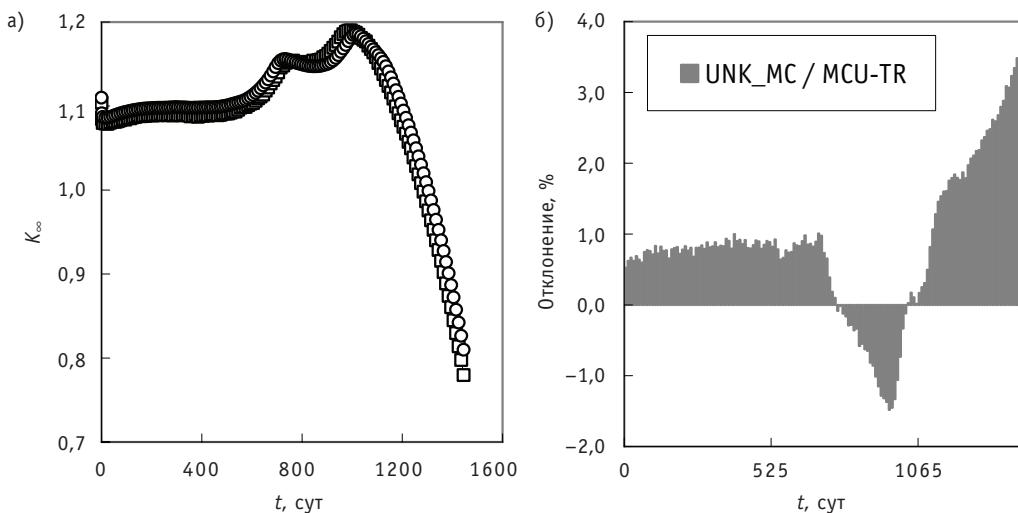


Рис. 3. а) – изменение бесконечного коэффициента размножения от времени в процессе выгорания материалов кассеты: □ – расчет по программе MCU-TR; ○ – расчет по программе UNK с пересчетом матриц ВПС на каждом шаге по времени частотным способом с помощью построения стохастических траекторий нейтронов; б) – относительное отклонение в расчете  $K_{\infty}$  по программе UNK от расчета по MCU-TR

ки средних хорд при сильно изменившихся сечениях относительно реперных) и восстановлением матриц ВПС внутри этого интервала по методике средних хорд. На рисунке 4а показан результат такого расчета совместно с расчетом по MCU-TR и UNK с точным вычислением матриц ВПС на каждом шаге по времени. Как видно из рисунка, первые 800 суток полученные значения бесконечного коэффициента размножения лежат приблизительно между более точными значениями, полученными по двум программам. На рисунке 4б показано отклонение коэффициента

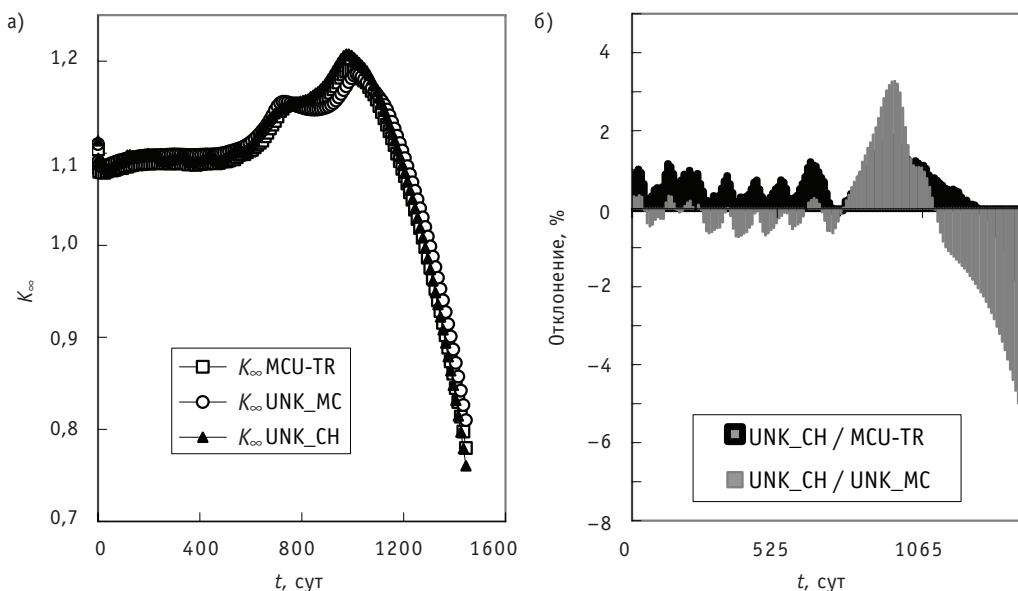


Рис. 4. а) – изменение бесконечного коэффициента размножения от времени в процессе выгорания материалов кассеты при восстановлении матриц ВПС методом средних хорд и точном их пересчете через каждые 120 суток ( $K_{\infty}$  UNK\_CH). б) – относительное отклонение в расчете  $K_{\infty}$  по методике средних хорд от расчета по программе MCU-TR (UNK\_CH/MCU-TR) и программе UNK с вычислением матриц ВПС методом Монте-Карло на каждом шаге по времени (UNK\_CH/UNK\_MC)

размножения от его значений, полученных по MCU-TR. Первые 800 суток оно не превышает 1,2%. На том же рисунке показано отклонение коэффициента размножения от его значений, полученных по UNK с точным вычислением матриц ВПС на каждом шаге по времени. Первые 800 суток оно не превышает 0,7%.

Результат расчета выгорания материалов кассеты программой UNK с использованием модуля точного вычисления матриц ВПС на каждом временном шаге частотным способом показал хорошее согласие с результатом расчета выгорания материалов данной кассеты программой MCU-TR в отношении изменения бесконечного коэффициента размножения от времени. Следует отметить, что расчеты произведены по обоим программным комплексам полностью независимо, без каких-либо специальных подгонок и настроек, на разных константных базах, с различными алгоритмами расчета изменения изотопного состава смеси в зависимости от времени, с различным набором цепочек изотопов. Такая корреляция значений из двух разных расчетов для очень сложной системы как по геометрии, так и по материальному составу свидетельствует о верном выборе разработчиками данных комплексов методик и алгоритмов расчета, а также показывает пригодность модуля вычисления матриц ВПС методом Монте-Карло частотным способом для расчета стандартных вероятностей первых столкновений в системах со сложной геометрией и материальным составом.

Последний расчет показывает принципиальную возможность применения методики восстановления матриц ВПС через средние хорды и для расчета выгорания геометрически сложных систем с высоким обогащением топлива и сильными поглотителями при условии точного пересчета матриц ВПС и средних хорд через определенные интервалы времени. Однако требуется усовершенствование этой методики для устранения ступенчатых «колебаний» значений расчетных величин относительно более точных значений и для увеличения интервала времени между точными пересчетами. Работы в этом направлении продолжаются.

### Литература

1. Гомин Е.А., Майоров Л.В. О расчете вероятностей первых столкновений в системах со сложной геометрией//ВАНТ. Сер. ФиТЯР. – 1981. – Вып. 8(21). – С. 62-69.
2. Карпушин Т.Ю., Цибульский В.Ф. Расчет матриц вероятностей первых столкновений методом Монте-Карло с использованием сеточной разбивки геометрии/Препринт ИАЭ-6492/5. – М., 2007.
3. Davidenko V.D., Tsibulskiy V.F. Detailed calculation of neutron spectrum in cell of a nuclear reactor/Intern. Conf. on the Physics of Nuclear Science and Technology (New York, Oct. 5-8, 1998). – Р. 1755 -1760.
4. Карпушин Т.Ю. Расчет матриц вероятностей первых столкновений и средних хорд до первого столкновения методом Монте-Карло. Вычисление матриц вероятностей первых столкновений на основе средних хорд в процессе выгорания/Препринт ИАЭ-6654/5., М., 2010.
5. Аввакумов А.В., Аристархова Е.А., Каплар Е.П., Лисицын И.С., Малофеев В. М., Сидоров В.С., Увакин М.А., Чичулин Н.Л. Верификация нейтронно-физического кода BARS для расчетов активных зон транспортного типа. Отчет РНЦ КИ инв. №46-19/309. – М., 2008.
6. Алексеев Н.И., Андросянко П.А., Большагин С.Н., Брызгалов В.И., Гомин Е.А., Городков С.С., Гуревич М.И., Калугин М.А., Кулаков А.С., Марин С.В., Олейник Д.С., Пряничников А.В., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С. Разработка программы MCU-TR для расчета физических характеристик активных зон транспортных реакторов, реализующей для решения уравнения переноса нейтронов метод Монте-Карло на основе информации, хранящейся в файлах оцененных ядерных данных. Отчет РНЦ КИ инв. №36-10/35-09.

Поступила в редакцию 4.05.2011

УДК 621.039.51

# ВАРИАНТ МОДЕРНИЗАЦИИ РЕАКТОРА ИВГ.1М С ЧАСТИЧНОЙ ЗАМЕНОЙ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КАНАЛОВ

**В.М. Котов, И.В. Прозорова**

Национальный ядерный центр Республики Казахстан  
Институт атомной энергии НЯЦ РК



Изложены подходы к использованию комбинированной активной зоны, включающие в себя установку в реактор не полного набора новых технологических каналов, а лишь их части. Показано, что частичная замена каналов в реакторе позволит провести модернизацию реактора с расширением его функциональных возможностей.

**Ключевые слова:** Реактор ИВГ1, активная зона, технологические каналы, твэлы, нейтронно-физические расчеты.

**Key words:** IVG1, core, process channels, fuel elements, neutronic calculations.

## ВВЕДЕНИЕ

В республике Казахстан проводятся работы по исследованию возможностей совершенствования топлива активной зоны исследовательских реакторов. Каждый из этих реакторов имеет особенности, определяющие подходы к решению поставленных задач. Для реактора ИВГ1 является желательным расширение его эксплуатационных возможностей в сторону увеличения длительности работ без ограничения по запасу реактивности при малых или отрицательных добавках реактивности, вносимых экспериментальными устройствами в петлевом канале.

Данная задача возникла исторически. Первая активная зона реактора [1] и ее варианты были предназначены для работы тепловыделяющих сборок (ТВС) ядерных ракетных двигателей. Длительность работы и соответствующий запас реактивности определялись параметрами ядерного ракетного двигателя (ЯРД). В последующей модернизации активной зоны использовалось уран-циркониевое топливо с водяным теплоносителем [2]. Предусматривалась работа реактора в течение нескольких часов, но совместно с устанавливаемыми в экспериментальный канал изделиями, обеспечивающими добавку положительной реактивности.

Одна из возможностей последующей модернизации активной зоны этого реактора была представлена в [3]. Она основана на использовании модифицированных твэлов реакторов ВВЭР-1000, топливные сердечники которых производятся в Республике Казахстан.

---

© В.М. Котов, И.В. Прозорова, 2011

## ОПИСАНИЕ ВАРИАНТА МОДЕРНИЗАЦИИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО КАНАЛА

**Описание твэла.** Конструкция твэла (рис. 1) представляет собой набор топливных таблеток, заключенных в цилиндрическую оболочку из сплава Zr – 1% Nb, закрытых с двух сторон заглушками. По концам твэла в трубке помещаются разрезные втулки из сплава Zr – 1% Nb, которые удерживают столб таблеток в оболочке в определенном положении. В верхней части твэла предусмотрен газосборник для газообразных продуктов деления. В качестве топлива применяются спеченные таблетки из двуокиси урана. Зазор между топливом и оболочкой составляет 0,14–0,27 мм.

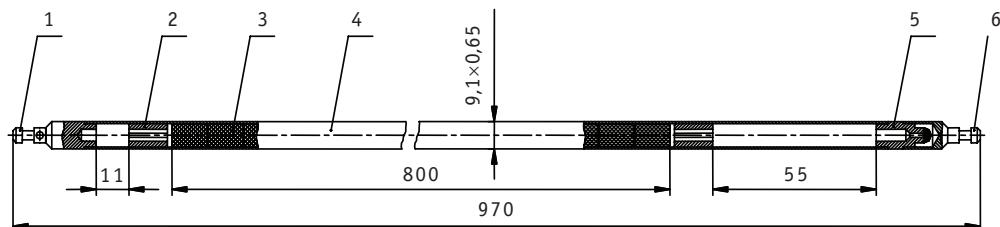


Рис. 1. Твэл реактора ИВГ1.2М: 1 – нижняя заглушка; 2 – разрезная втулка; 3 – топливная таблетка; 4 – защитная оболочка; 5 – втулка; 6 – наконечник

**Конструкция нового технологического канала.** Технологический канал (ТК) состоит из следующих сборочных элементов: головки, хвостовика и корпуса.

Головка предназначена длястыковки ТК с перегрузочной машиной, приема теплоносителя и состоит из наконечника, пенала, переходника и уплотняющих колец. Головная часть наконечника выполнена под захват перегрузочной машины. Пенал является основным несущим элементом головки и представляет собой трубу наружным диаметром 75 мм, с которой с двух концов стыкуются наконечник и переходник. Крепление наконечника к пеналу – разъемное резьбовое, переходника к пеналу – неразъемное сварное. Переходник представляет собой узел крепления головки к корпусу. Для этого предусмотрены три пружинные лапки, которыми головка фиксируется к корпусу, для чего в последнем предусмотрены соответствующие пазы. Кроме того, в головке предусмотрены три щели для входа теплоносителя в ТК.

Хвостовик предназначен для фиксации ТК в реакторе и вывода теплоносителя. Хвостовик состоит из сборного цилиндрического корпуса, шарикового замкового устройства, трех пружинных стопоров для крепления к корпусу ТК и уплотнительных колец. В корпусе хвостовика предусмотрены три щели для выхода теплоносителя из канала. Способ крепления хвостовика к корпусу канала идентичен способу крепления головки посредством трех пружинных стопоров. Для этого в корпусе ТК предусмотрены соответствующие пазы.

Корпус канала (рис. 2, поз. 5) предназначен для установки внутри него ТВС, движения теплоносителя и установки биологической защиты, которая необходима для снижения неблагоприятного радиационного воздействия на окружающую среду. Корпус канала представляет собой цилиндр внутренним диаметром 70 мм, наружным – 76 мм. На рисунках 2 и 3 показаны продольный и поперечный разрезы ТК в районе активной зоны.

Внутри корпуса канала устанавливается ТВС, которая содержит 22 твэла (поз. 8), расположенных вблизи корпуса канала. Оси твэлов расположены на двух окружностях, центром которых является ось ТВС (поз 4), которая представляет собой трубу внутренним диаметром 18 мм и толщиной стенки 2 мм. Внутри стержня

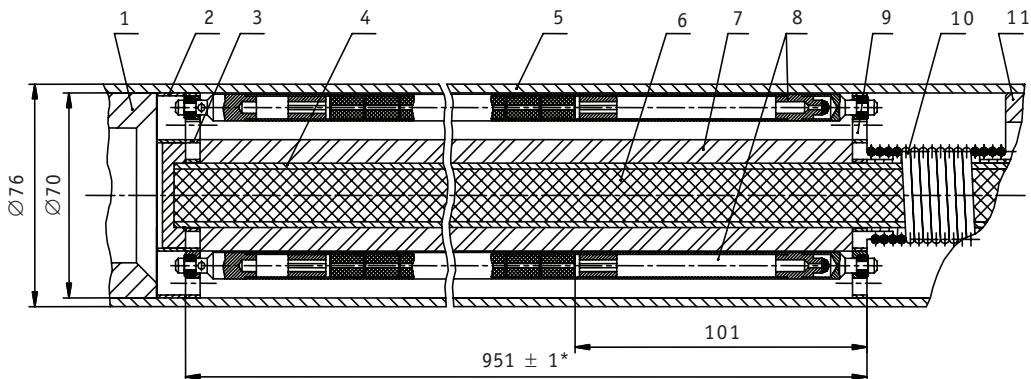


Рис. 2. Продольный разрез ТК реактора ИВГ1.2М в районе активной зоны: 1 – втулка биологической защиты; 2 – нижняя опорная решетка; 3 – нижняя решетка; 4 – труба для установки поглотителя нейтронов; 5 – корпус ТК; 6 – поглотитель нейтронов; 7 – бериллиевый вытеснитель; 8 – твэл; 9 – верхняя опорная решетка; 10 – пружина; 11 – втулка упорная

ТВС располагаются дополнительные поглотители нейтронов (поз. 6). Бериллиевый вытеснитель (поз. 7) вдается в стержень ТВС. Твэлы опираются на верхнюю (поз. 9) и нижнюю (поз. 3) решетки с помощью сухариков и предварительно растянуты пружиной (поз. 10), которая служит для компенсации гидравлических потерь от сил, действующих на твэлы при движении теплоносителя. Пружина растягивает пучок твэлов вместе с верхней решеткой против движения теплоносителя. Верхняя часть пружины прикрепляется к втулке (поз. 11), которая, соответственно, неподвижно крепится к корпусу канала. Нижняя решетка опирается на втулку биологической защиты (поз. 1), которая в свою очередь опирается на пробку биологической защиты. Пробка биологической защиты неподвижно прикреплена к корпусу канала. Решетки выполнены из трех колец (наружной, средней и внутренней) наружными диаметрами соответственно 70, 38 и 25 мм, толщиной 1 мм. Высота колец 5 мм. Среднее и внутреннее кольца соединены между со-

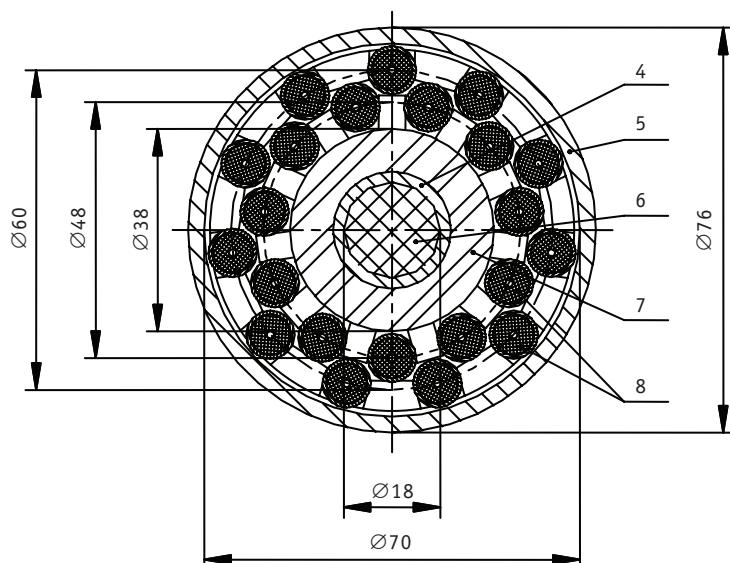


Рис. 3. Поперечный разрез ТК реактора ИВГ1.2М в районе активной зоны: 4 – труба для установки поглотителя нейтронов; 5 – корпус ТК; 6 – поглотитель нейтронов; 7 – бериллиевый вытеснитель; 8 – твэл

бой четырьмя пластинами, а наружное кольцо с остальными – профилированным держателем твэлов, в котором предусмотрены отверстия для крепления твэлов и канавки для прохода теплоносителя.

Такая конструкция позволяет получить равное энерговыделение в твэлах сборки, использовать твэлы одного типа по содержанию в них делящихся веществ, эффективно использовать делящееся вещество и получить достаточную свободу в размещении дополнительных элементов, в частности таких как дополнительные поглотители нейтронов.

Элементы ТК выполнены из тех же материалов, что и водоохлаждаемые технологические каналы (ВОТК) реактора ИВГ1.М. Головка, хвостовик, корпус канала и биологическая защита идентичны этим элементам ВОТК реактора ИВГ1.М, проверенных на надежность работы многолетним опытом эксплуатации без единого инцидента выхода реактора и его систем в аварийный режим. Оригинальными элементами являются ТВС в сборе, соответственно твэлы, решетки, пружина и крепежные элементы, а также опорные втулки. Малое количество новых элементов ТК снижает стоимость проекта в целом, повышает надежность конструкции и полностью соответствует установленным техническим требованиям к ТК.

## **ПРЕДПОСЫЛКИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ КОМБИНИРОВАННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНЫ**

Наличие активной зоны с ВОТК, имеющими малое выгорание топлива, позволяет ставить вопрос о первом шаге к новой модернизации реактора, включающем в себя установку в реактор не полного набора новых ТК, а лишь их части. Предлагается заполнить активную зону шестью новыми ТК с тем, чтобы новый состав зоны обеспечивал расширение функциональных возможностей реактора.

Новые ТК следует расположить в первом ряду каналов. При этом их влияние будет максимальным. Извлекаемые из первого ряда ВОТК следует равномерно установить в третий ряд вместо ВОТК с «короткой» активной зоной. Такие перестановки будут дополнительно способствовать повышению запаса реактивности.

Постановка задачи использования комбинированной активной зоны заставляет провести новый комплекс нейтронно-физических расчетов, включающий в себя выбор обогащения топлива новых ТК, геометрии и состава материала для дополнительных поглотителей нейтронов в модернизованных ТК. Причем комбинированная активная зона должна соответствующим образом управляться с помощью ныне действующей штатной системы управления и защиты реактора как в начале кампании (с максимальным запасом реактивности), так и в ее конце (с минимальным запасом), а также при установке в КЭП различных устройств.

## **РАСЧЕТЫ ХАРАКТЕРИСТИК КОМБИНИРОВАННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ИВГ1.2М**

### **Изменение реактивности в ходе пусков и остановок реактора, температурные эффекты**

Для длительной работы реактора на постоянном уровне мощности необходимо иметь определенный запас реактивности. Основными факторами, влияющими на изменение реактивности, являются температурные эффекты различных элементов реактора, отравление продуктами деления и выгорание делящихся веществ.

На рисунке 4 представлено изменение количества  $^{135}\text{I}$  и  $^{135}\text{Xe}$  в ходе трех пусков различной длительности (100, 40 и 10 ч) и после останова этих пусков при мощности реактора 10 МВт (поток  $4.2 \cdot 10^{12} \text{ см}^{-2}\text{s}^{-1}$  в гомогенизированном топливе).

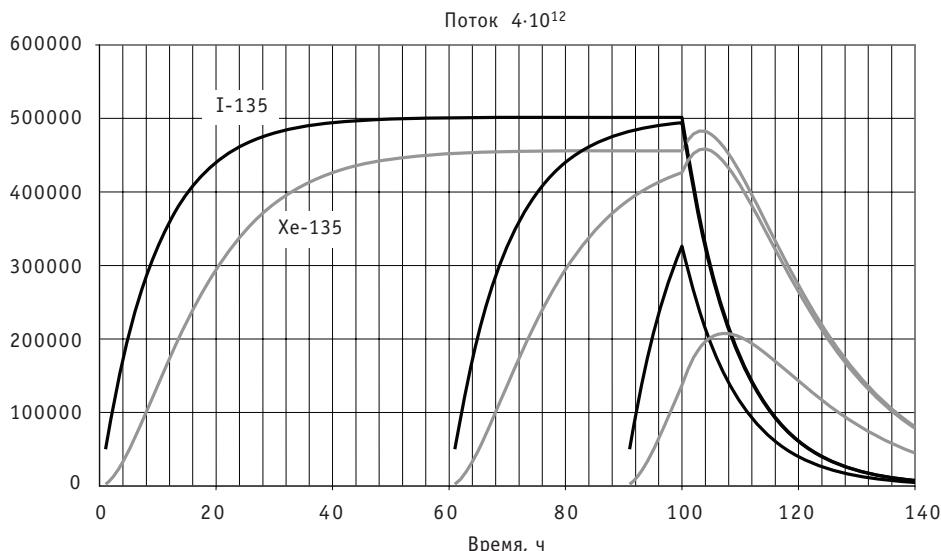


Рис. 4. Изменение концентрации  $^{135}I$  и  $^{135}Xe$  в ходе работы и после останова реактора. Расчетное количество  $^{235}U$  в реакторе равно  $10^{11}$  ядер

Максимальной концентрации  $^{135}Xe$  на графике рис. 4 соответствует потеря реактивности 2.4%. Температурный коэффициент реактивности реактора ИВГ1 положительный. Температурный эффект реактивности при пусках длительностью до трех часов по величине не превышает одной четверти эффекта отравления от  $^{135}Xe$  [4].

### Изменение реактивности при выгорании топлива

Выгорание топлива приводит к уменьшению количества делящихся веществ в активной зоне и накоплению стабильных и долгоживущих продуктов деления со сравнительно небольшими сечениями поглощения нейтронов. Эти продукты деления обеспечивают дополнительную постоянную отрицательную добавку реактивности на уровне  $\sim 4$  в при длительной работе реактора на постоянном уровне мощности.

При использовании металлического и оксидного уранового топлива, температура которого не превышает  $\sim 400\text{--}600^\circ\text{C}$ , допустима величина выгорания урана до 5% от общего количества урана.

### Требования к системе управления реактором

Система управления реактором должна обладать эффективностью, обеспечивающей компенсацию изменений реактивности, связанных с описанными выше эффектами работы реактора. Она должна в любых условиях иметь возможность быстрого надежного гашения цепной реакции и исключить самопроизвольный выход реактора в критическое состояние после его останова.

При модернизации топлива в каналах реактора ИВГ1 следует иметь в виду, что основные функции управления реактором будет выполнять система 10-ти регулирующих барабанов. Поддерживать оптимальное состояние регулирующих барабанов может штатная система компенсации реактивности (12 стержней СКР).

Длительная работа реактора с превышением интеграла мощности 3000 МВт·сут не приведет к выходу системы барабанов и штатной СКР из рабочего диапазона регулирования. В обязательном случае нужно предусмотреть систему дополнительной компенсации реактивности.

### **Характеристики барабанов**

10 регулирующих барабанов реактора ИВГ1 имеют эффективность около  $11,3\beta_{\text{эфф}}$ . В рабочем состоянии реактора положение барабанов должно быть близким к середине их возможной области перемещения. Это соответствует тому, что реактор имеет запас подкритичности при полном вводе поглощающих элементов в активную зону ( $\sim 5-6\beta$ ), превышающий температурный эффект и возможную добавку реактивности в ходе работы до следующей регулировки систем компенсации реактивности, проходящей при остановленном реакторе.

### **Характеристики системы компенсации реактивности**

Для компенсации изменений реактивности в процессе эксплуатации в центральной сборке имеется система компенсации реактивности (СКР), состоящая из 12-ти подвижных стержней, расположенных в центральном вытеснителе. Изменение реактивности с помощью подвижных стержней производится путем их перемещения по высоте при вращении вручную вала механизма. Эти работы проводятся в заведомо подкритическом состоянии.

Эффективность 12 СКР  $\sim 4,8 \beta_{\text{эфф}}$ .

### **Изменение реактивности объектами испытаний**

Реактор ИВГ1 используется для многочисленных исследований, в которых необходима загрузка в реактор экспериментальных устройств. Эти объекты могут содержать в преобладающей степени либо поглощающие материалы, либо делящиеся вещества.

Величину реактивности, которая может быть внесена экспериментальными устройствами, следует предусматривать в диапазоне от  $-3$  до  $+3\beta$ .

### **Расчет эффективности дополнительных поглотителей**

Система дополнительных поглотителей должна обеспечивать в начальный период работы реактора (когда еще нет выгорания топлива) такой уровень критичности реактора, который будет при максимальном выгорании топлива без дополнительных поглотителей.

В нашем случае имеется возможность установки шести поглощающих стержней в новые каналы реактора. Размещение новых каналов в первом ряду реактора позволяет извлекать их по одному практически без изменения однородности эффективности регулирующих барабанов.

Изменение реактивности при извлечении (установке) любого из дополнительных поглотителей не должно быть большим  $\sim 3\beta$ .

### **Логика работы общей системы управления и защиты реактора**

В начале кампании при новом топливе в технологические каналы ИВГ1.2М установлены поглотители нейтронов. Работа реактора в этой комплектации ведется в стационарном режиме до тех пор, пока реактивность за счет выгорания снижается на величину эффективности одного поглотителя в канале ИВГ1.2М.

После снижения реактивности проводится извлечение одного из поглотителей. Извлечение проводится при остановленном реакторе в подкритическом состоянии, но с положением барабанов, обеспечивающим введение отрицательной реактивности большей эффективности поглотителя в канале плюс  $1\beta$ . Система СУЗ реактора включена, ведется контроль критичности. Извлечение поглотителя проводится ПЗУ реактора по команде с пульта СУЗ. После извлечения поглотителя положение регулировочного барабана возвращается в оптимальную область.

Для стержней СКР можно считать оптимальным их среднее положение в активной зоне. При необходимости корректировки положения регулировочных барабанов они могут быть перемещены в ту или иную сторону.

### РАСЧЕТНАЯ БАЗА ДАННЫХ

Поперечный разрез расчетной модели реактора ИВГ1 представлен на рис. 5. Расчетная конфигурация реактора ИВГ для программы MCNP максимально соответствует реальной конструкции реактора. В этой конфигурации задана реальная концентрация урана по всем топливным зонам профилирования в ВОТК. В модели может быть изменено положение стержней СКР. В настоящей работе они оставались в одном положении – вверху. Модель позволяет изменять угловое положение регулирующих барабанов от 0 градусов (поглощающие элементы в зоне) до 180 (поглощающие элементы вне зоны).

Были проведены расчеты критичности реактора ИВГ1 со смешанным составом активной зоны – шестью каналами ИВГ1.2М и двадцатью четырьмя каналами ВОТК. Каналы ИВГ1.2М устанавливались в первом ряду реактора. Шесть каналов ВОТК из первого ряда перемещены в третий. Шесть «укороченных» каналов ВОТК извлечены из третьего ряда реактора.

Обогащение топлива каналов ИВГ1.2М в расчетах варьировалось от 7 до 15% по  $^{235}\text{U}$ . Изменение критического состояния и относительного потока в центральном канале без его загрузки какими-либо объектами представлено на рис. 6.

Дополнительные поглотители каналов ИВГ1.2М в модели имеют диаметр, равный 1 см, и выполнены из карбида бора.

Было выбрано стартовое состояние реактора с обогащением 10% в топливе каналов ИВГ1.2М и установленными в эти каналы поглощающими элементами. При этом критичность реактора была достигнута при угле регулирующих барабанов, равном ~70 градусам.

Был проведен расчет критичности после работы реактора с общим выгоранием топлива в активной зоне, равном 500 гр  $^{235}\text{U}$ . Проведен расчет величин выгора-

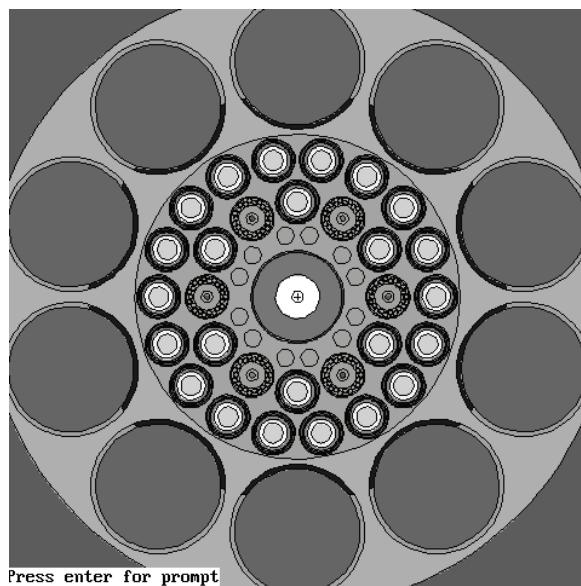


Рис 5. Модель реактора ИВГ1.2М с шестью новыми каналами. Барабаны в активной зоне (градус разворота барабанов равен нулю)

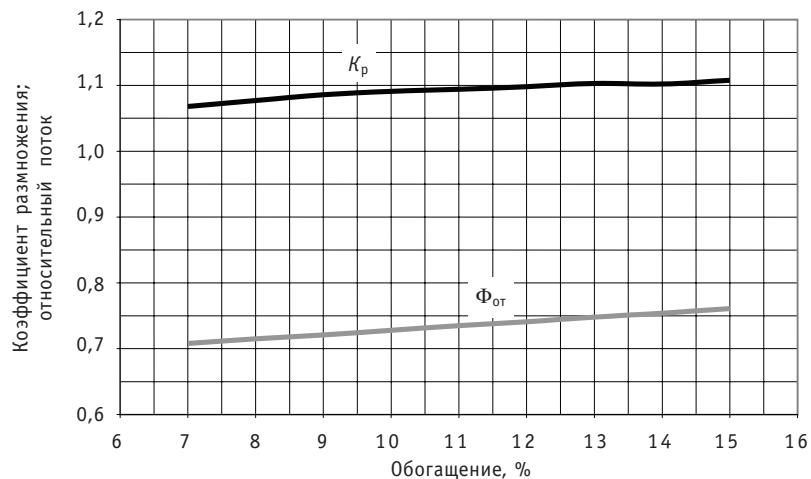


Рис. 6. Зависимость коэффициента размножения и относительного потока в центральном канале от обогащения топлива каналов ИВГ1.2М

ния  $^{235}\text{U}$  в каналах трех рядов. Для этого использовалось начальное распределение потока нейтронов в топливе этих каналов, представленное в столбце 3 табл. 1. Энерговыделение в зонах профилирования нормировано на общее энерговыделение в данном канале, а общее энерговыделение в каналах нормировано на значение энерговыделения в канале 2-го ряда.

После работы реактора с заданным выгоранием содержание  $^{235}\text{U}$  в каналах первого ряда уменьшилось на 4.3%, второго – на 14.1%, третьего – на 8.1%. Было определено положение регулирующих барабанов в состоянии критичности при оптимальном количестве удаленных из каналов ИВГ1.2М поглотителей. Оно оказалось равным 70-ти градусам при трех извлеченных поглотителях из каналов ИВГ1.2М в стартовом состоянии реактора (после останова длительностью более 50 часов).

Определено распределение энерговыделения по рядам каналов и в зонах профилирования каналов ВОТК в конце кампании (столбец 4 табл. 1).

Таблица 1

**Распределение энерговыделения в каналах различных рядов и в зонах профилирования каналов ВОТК в начале и конце кампании**

Ряд	Зона профилирования	Начало кампании	Окончание кампании
1		<b>1.01</b>	<b>1.108</b>
2	Центр	0.349	0.350
	Промежуточная	0.343	0.344
	Периферия	0.309	0.306
	<b>Сумма</b>	<b>1.00</b>	<b>1.00</b>
3	Центр	0.353	0.346
	Промежуточная	0.338	0.351
	Периферия	0.309	0.303
	<b>Сумма</b>	<b>0.53</b>	<b>0.497</b>

## АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ

Уменьшение мощности каналов ИВГ1.2М по сравнению с каналами ВОТК второго ряда объясняется влиянием  $^{238}\text{U}$  на диффузию тепловых нейтронов в канале. Количество  $^{238}\text{U}$  в топливе канала ИВГ1.2М значительно больше, чем  $^{235}\text{U}$ . Сечения рассеяния и поглощения  $^{238}\text{U}$  больше сечений циркония в канале ВОТК, соответственно, уменьшается и поток в центральном канале.

Использованное в расчете выгорание 500 г  $^{235}\text{U}$  соответствует выделению  $3.4 \cdot 10^{13}$  Дж. Этой энергии достаточно для работы реактора в течение 1000 часов на мощности 10 МВт. При длительной работе реактора с данным выгоранием на мощности 10 МВт положение регулирующих барабанов будет в районе 100–110 градусов.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Показана работоспособность варианта модернизации реактора ИВГ1 с водяным теплоносителем, заключающегося в замене шести каналов первого ряда на каналы ИВГ1.2М с твэлами на основе топливных сердечников реактора ВВЭР-1000 с обогащением 10%.

2. Выполнена оценка длительности работы реактора ИВГ1.2М – данный вариант А3 может работать на мощности 10 МВт с длительностью более 1000 часов.

3. Предложена оптимизация положения регулирующих барабанов при длительной работе, которая может проводиться за счет извлечения дополнительных поглотителей нейтронов, установленных в новых каналах ИВГ1.2М. Ориентировочное время извлечения очередного поглотителя из каналов ИВГ1.2М равно 300 – 350 часов.

4. Проведенные расчетные исследования позволяют сделать вывод о том, что частичная замена каналов ВОТК в реакторе позволит провести модернизацию реактора с расширением его функциональных возможностей и с минимальными затратами.

## Литература

1. Физический пуск реактора ИВГ1: отчет/ОЭ НПО «ЛУЧ»; рук. А.П. Александров. – Семипалатинск-21, 1972. – 258 с. – И nv. № 5671cc.
2. Подготовка испытаний водоохлаждаемых сборок в петлевом устройстве установки 300 МВ. Физический пуск реактора ИВГ.1М (после реконструкции): отчет о НИР/ОЭ НПО «ЛУЧ»; рук. Ю.С. Черепнин. – Семипалатинск-21, 1990. – 64 с. – И nv. № К-33139.
3. Зверев В.В., Котов В.М., Прозорова И.В. Возможности модернизации канального исследовательского реактора ИВГ.1М/Доклад на конференции «Канальные реакторы. Проблемы и решения» (Москва, НИКИЭТ, 19–22 октября 2004 г.).
4. Проведение исследований в обоснование безопасности эксплуатации РУ 300 МВ и доработка проекта ПУ РУ 300 МВ: отчет о НИР/ОЭ НПО «ЛУЧ»; рук. Ю.С. Черепнин. – Семипалатинск-21, 1992. – 54 с. И nv. № К-33636.

Поступила в редакцию 26.05.2011

# АВТОНОМНАЯ ТЕРМОЭМИССИОННАЯ ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКАЯ УСТАНОВКА ДЛЯ МОРСКИХ ГАЗО- И НЕФТЕДОБЫВАЮЩИХ ПЛАТФОРМ

**А.Д. Кротов\*, Г.Э. Лазаренко\*, М.К. Овчаренко\*, А.П. Пышко\*,  
А.В. Сонько\*, В.И. Ярыгин\*, Д.Г. Лазаренко\*\***

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

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



Обсуждается проект ядерной энергетической установки (ЯЭУ) прямого преобразования тепловой энергии в электрическую с выходной электрической мощностью 1–5 МВт, размещаемой на морской платформе в качестве основного или резервного источника энергоснабжения. Особенностью ЯЭУ является использование термоэмиссионного рабочего процесса преобразования энергии с к.п.д. 15–20% при температуре эмиттера ~1600 К и коллектора ~700 К.

**Ключевые слова:** методы прямого преобразования энергии, термоэмиссия, ЯЭУ.  
**Key words:** methods of direct energy conversion, termionic, concept of NPP.

## ВВЕДЕНИЕ

Автономное электроснабжение промышленных объектов ОАО «ГАЗПРОМ» осуществляется с помощью газопоршневых и дизельных генераторов с установленной мощностью до 2 МВт и ресурсом до 10-ти лет. В настоящее время Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом» рассматривает возможность использования своего технологического и промышленного потенциала в нефтегазовой отрасли. Согласно соглашению «ГАЗПРОМ-Росатом» от 16.12.2008 г., компании планируют сотрудничать в освоении морских и шельфовых углеводородных месторождений. В соглашении предполагается сотрудничество в сфере энергообеспечения газотранспортных сетей, а также совместная разработка конкурентоспособной продукции для разведки, добычи, транспортировки, хранения, переработки природного газа и газового конденсата.

В ГНЦ РФ-ФЭИ разработаны низкотемпературные термоэмиссионные преобразователи (ТЭП) с высокоеффективными электродными материалами и газодинамической подачей цезия [1]. В ходе испытаний на стендах с электронагревом при температуре эмиттера  $T_E \leq 1600$  К и  $T_C \sim 700$  К было достигнуто значение к.п.д. 18–22% при средней плотности генерируемой электрической мощности  $W_{\text{ЭЛ}} \leq 1$  Вт/см<sup>2</sup>. Выполненные экспериментальные исследования позволили создать новую технологическую платформу высокоеффективных низкотемпературных ТЭП. На базе новой технологической платформы в ГНЦ РФ-ФЭИ с 2005 г. ведутся проектные рабо-

© А.Д. Кротов, Г.Э. Лазаренко, М.К. Овчаренко, А.П. Пышко, А.В. Сонько, В.И. Ярыгин,  
Д.Г. Лазаренко, 2011

ты по созданию термоэмиссионной ЯЭУ для атомной станции теплоэлектроснабжения [2]. В термоэмиссионной ЯЭУ использован водо-водяной реактор бассейнового типа (прототип – исследовательские реакторы серии ИРТ) со встроенной в активную зону (а.з.) термоэмиссионной электрогенерирующей системой (ТЭС). Отвод непреобразованного тепла из а.з. к теплообменникам теплофикационного контура осуществляется естественной циркуляцией теплоносителя. Тепловая мощность реактора составляет 10 МВт, оцененная электрическая – 2 МВт.

В статье обсуждается развитие концепции атомной станции прямого преобразования энергии АИСТ-МП с выходной электрической мощностью 2 МВт применительно к размещению на морской платформе (МП). Отличительной особенностью рассматриваемого варианта исполнения ЯЭУ является отсутствие второго контура охлаждения. Отвод непреобразованного тепла осуществляется непосредственно через стенку корпуса в водную (морскую) среду.

### **ИНТЕГРАЦИЯ ЯЭУ АИСТ-МП В СОСТАВ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ МОРСКИХ ПЛАТФОРМ ШТОКМАНОВСКОГО ГАЗОКОНДЕНСАТНОГО МЕСТОРОЖДЕНИЯ**

Среди широкого спектра возможных применений ядерных технологий для нужд ОАО «ГАЗПРОМ» и других производственных структур газо- и нефтедобычи и транспортировки углеводородов наиболее привлекательной представляется ЯЭУ прямого преобразования тепловой энергии в электрическую для нужд освоения Штокмановского газоконденсатного месторождения, проект освоения которого находится в стадии активной разработки и поиска оптимальных технических решений, в том числе по энергообеспечению МП различных типов.

МП состоит из опорной части и верхнего строения, в состав которого входит энергетический комплекс, обеспечивающий энергией и теплом технологические процессы, жилой комплекс и комплекс жизнеобеспечения. Основные технические требования к энергетическому комплексу и составу его оборудования включают в себя обеспечение режимов работы МП, ее оборудования и персонала электроэнергией и теплом. Энергетический комплекс обеспечивает следующие режимы работы МП: бурение нефтегазовых скважин, бурение и одновременная добыча нефти и газа, бурение, добыча и транспортировка нефти и газа, добыча нефти и газа, добыча и транспортировка нефти и газа, аварийный режим работы, учитывающий отключение основного энергоисточника. В качестве источников тепла обычно используются утилизационные котлы, устанавливаемые на газоотводах дизелей и турбин.

Важной особенностью проекта освоения Штокмановского месторождения является его гибкость по отношению к необходимости изменений в технологической инфраструктуре на различных этапах разработки и эксплуатации.

В технологическую инфраструктуру месторождения, для которой необходимы энергоисточники с установленной электрической мощностью до 2 МВт, хорошо вписываются малые автономные ЯЭУ. Особенно привлекательны ЯЭУ с внутризонной ТЭС как обладающие высокой компактностью и простотой в обслуживании. Специализированная ЯЭУ малой мощности с термоэмиссионным генерированием электроэнергии, предназначенная для работы в качестве автономного энергоисточника МП, получила обозначение АИСТ-МП.

### **КОНЦЕПЦИЯ ТЕРМОЭМИССИОННОЙ ЯЭУ АИСТ-МП**

В проекте ЯЭУ АИСТ-МП предусматривается использование водо-водяного реактора бассейнового типа с естественной циркуляцией теплоносителя. Была принята следующая конструктивно-компоновочная схема рассматриваемой ЯЭУ. Ос-

новная часть АИСТ-МП – ядерно-энергетический блок (ЯЭБ) – размещена в прочном корпусе под агрегатным отсеком (АО), в котором размещается аппаратура системы автоматического управления (САУ).

Радиационная обстановка вокруг ЯЭУ в рабочем положении определяется требованиями к допустимым уровням излучения в дозовой поверхности, совпадающей с внешней поверхностью корпуса. Особо чувствительная к радиации радиоэлектронная аппаратура в АО защищается локальными защитами.

Активная зона (а.з.) реактора набрана из электрогенерирующих сборок (ЭГС), размещенных в гексагональной упаковке, и по периметру ограничена корзиной реактора. Нижние хвостовики ЭГС размещены в опорной решетке, покрывающей напорный коллектор охлаждающего теплоносителя в форме граненого стакана с отверстиями в боковых гранях для пропуска теплоносителя. Коллектор стоит в поддоне для сбора расплава из компонентов ЭГС, образующихся при запроектной аварии реактора с расплавлением а.з.

Верхние хвостовики ЭГС соединены с технологическими штангами, содержащими трубопроводы цезиевой (межэлектродная среда) и вакуумной систем, а также токонесущие шины. Технологические штанги выведены выше уровня теплоносителя и шестью пакетами заведены в коммутационные доски. На внешней поверхности штанг имеются (по крайней мере, на двух уровнях по высоте) шестигранные приливы, примыкающие друг к другу, для организации подъемного течения теплоносителя и захватные головки для проведения операций по перегрузке а.з. Выше поверхности бассейна выведены приводы органов регулирования и аварийной защиты. Бак реактора имеет цилиндрическую форму (диаметр 4,5 м, высота 10,6 м) и выполнен из листовой стали толщиной 3 мм. Активная зона погружена в теплоноситель на глубину около 7 м, тем самым обеспечивается биологическая защита персонала при посещении приборного отсека. Охлаждение а.з. осуществляется за счет естественной циркуляции теплоносителя внутри бака реактора.

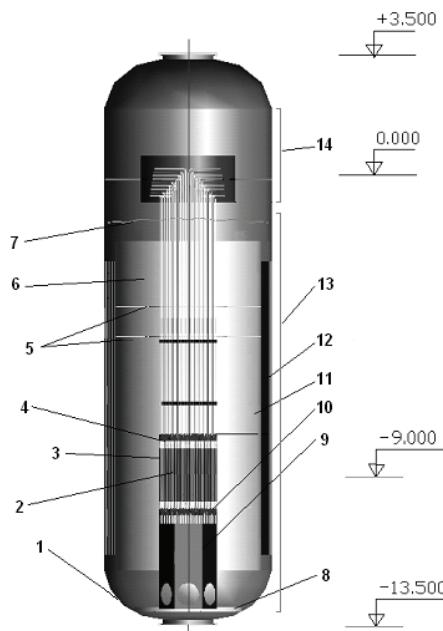


Рис. 1. Конструктивно-компоновочная схема ЯЭУ АИСТ-МП: 1 – корпус ЯЭУ; 2 – активная зона; 3 – корзина активной зоны; 4 – хвостовики ЭГС; 5 – горизонтальные перегородки; 6 – теплоноситель; 7 – уровень теплоносителя; 8 – поддон; 9 – коллектор; 10 – трубная решетка; 11 – кольцевая перегородка; 12 – теплообменник; 13 – реакторный отсек; 14 – агрегатный отсек

## ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

Отвод непреобразованного тепла осуществляется через стенку корпуса реактора к зaborтной воде от теплоносителя, опускающегося по кольцевому проходу между корпусом реактора и вставленной в него цилиндрической обечайкой. На подъемной ветви контура теплоносителя выше а. з. размещены горизонтальные перегородки, замедляющие выход теплоносителя на поверхность бака реактора после прохождения им а.з., что необходимо для обеспечения нормальной радиационной обстановки в АО.

Для регулирования реактора предусмотрены семь органов регулирования (РО СУЗ) в виде стержней с поглощающим материалом из карбида бора с естественным изотопным составом.

Схема ЯЭУ АИСТ-МП приведена на рис. 1, технические характеристики – в табл. 1.

Таблица 1

### Основные технические характеристики ЯЭУ АИСТ-МП

Параметр или характеристика	Размерность	Значение
Габариты ЯЭУ: - максимальный диаметр корпуса ЯЭУ, не более - осевой габарит ЯЭБ, не более	мм мм	4500 14000
Масса транспортная (без теплоносителя), не более	кг	20000
Продолжительность кампании, не менее	лет	30
Полезная электрическая мощность, не менее	кВт	2000
Электрическая мощность	кВт	2400
Тепловая мощность, не более	кВт	8000
Рассеиваемая тепловая мощность	кВт	6000
Напряжение на клеммах ЭГС	В	120
Допустимые уровни ионизирующих излучений на АО: - флюенс нейтронов с энергией $> 0,1$ МэВ, не более - поглощенная доза фотонов	н/см <sup>2</sup> рад	$1 \cdot 10^{12}$ $1 \cdot 10^6$
Температура теплоносителя на выходе а.з., не более	°C	90

### ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА-ПРЕОБРАЗОВАТЕЛЯ ЯЭУ АИСТ-МП

Рассматривался реактор с тепловым спектром нейтронов, водой в качестве теплоносителя и замедлителя, с охлаждением а.з. за счет естественной циркуляции. В качестве теплоносителя, замедлителя, бокового и торцевых отражателей используется вода. Приведенный диаметр а.з. – 142,5 см, высота а.з. – 149,5 см. Поперечное сечение а.з. приведено на рис. 2.

Активная зона набрана из 306 ЭГС. Каждая ЭГС включает в себя по 105 термоэмиссионных электрогенерирующих элементов (ЭГЭ), размещенных по семь штук на 15-ти

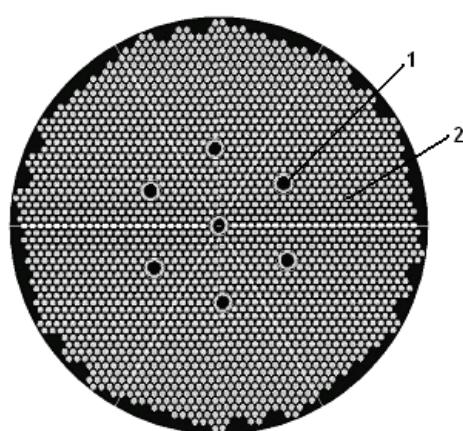


Рис. 2. Поперечное сечение а.з. ЯЭУ АИСТ-МП: 1 – РО СУЗ; 2 – ЭГС

уровнях по высоте, разделенных коммутационными промежутками высотой 2 см. Высота каждого ЭГЭ – 8,1 см.

Суммарное количество ЭГЭ в реакторе – 32130 шт. Общая эмиссионная поверхность составляет 158,6 м<sup>2</sup>. Диаметр ЭГЭ – 2,4 см. ЭГЭ расположены в узлах правильной треугольной решетки с шагом 3,0 см.

В качестве топливной композиции используется диоксид урана плотностью 10,4 г/см<sup>3</sup> с обогащением по урану-235 4,4%. Загрузка урана-235 составляет 159,6 кг. Загрузка диоксида урана – 4160 кг. Топливная композиция занимает 65% объема эмиттерного узла. Продолжительность кампании обеспечивается введением композиции из выгорающих поглотителей. Основные характеристики реактора приведены в табл. 2.

Таблица 2

#### Основные технические характеристики реактора

Характеристика	Размерность	Значение
Загрузка урана-235	кг	159,6
Обогащение по урану-235	%	4,4
Площадь эмиссионной поверхности ТРП	м <sup>2</sup>	158,6
Шаг решетки ЭГЭ	мм	30
Количество сборок в реакторе	шт.	306
Количество ЭГЭ в сборке	шт.	105
Количество ЭГЭ в реакторе	шт.	32130
Высота а.з.	см	149,5
Приведенный диаметр а.з.	см	142,5

#### ТЕРМОЭМИССИОННАЯ ЭЛЕКТРОГЕНЕРИРУЮЩАЯ СИСТЕМА ЯЭУ АИСТ-МП

ТЭС ЯЭУ АИСТ-МП состоит из 306 ЭГС, конструктивно объединяющих базовые элементы – ЭГЭ – в более крупные сборочные единицы. Вторая функция ЭГЭ – последовательная электрическая коммутация ЭГЭ с целью максимального увеличения выходного напряжения и снижения величины генерируемого тока для уменьшения омических потерь в токоподводах и коммутационных шинах. Соединение ЭГЭ в ЭГС схематически представлено на рис. 3.

Как следует из рис. 3, ЭГЭ в ЭГС объединены в 15 поясов по семь ЭГЭ в каждом. Количество ЭГЭ в поясах выбрано равным семи для того, чтобы обеспечить ввод тока в пояс по одному торцу, а вывод тока – по другому, что позволяет соединять пояса напрямую, без дополнительных токонесущих шин. В пределах каждого пояса



Рис. 3. ТЭС ЯЭУ АИСТ-МП: а) – вид сбоку; б) – сечение:  
1 – пояса ЭГЭ, 2 – хвостовики с тоководами,  
3 – периферийный ЭГЭ, 4 – центральный ЭГЭ,  
5 – коммутационные перемычки

ЭГЭ соединены последовательно перемычками (три внизу, три вверху и одна радиальная). Указанная схема соединений позволяет получить на клеммах ЭГС выходное напряжение порядка 120 В.

### **ИСПОЛЬЗУЕМЫЕ РАСЧЕТНЫЕ МЕТОДИКИ**

При обосновании характеристик ЯЭУ АИСТ-МП были использованы следующие методики, коды и программные комплексы:

- для расчета электротеплофизических и гидравлических характеристик – методы и коды, разработанные авторами статьи [3];
- для расчета нейтронно-физических характеристик – программный комплекс MCNP [4] с системой констант ENDF/B-VI;
- для расчета ресурсных изменений реактивности – программные комплексы MCNP, ORIGEN2 [5] и MonteBurns [6];
- расчет характеристик радиационной защиты – программные комплексы MCNP и КАСКАД [7].

### **ОСОБЕННОСТИ И ПРЕИМУЩЕСТВА ЯЭУ АИСТ-МП**

Рассматриваемая ЯЭУ АИСТ-МП в полной мере отвечает требованиям МАГАТЭ по физической защите, причем в нашем случае целесообразно использовать для физической защиты АИСТ-МП бетонные полости в кессонах морских платформ. Для обеспечения охлаждения ЯЭУ забортной водой эти полости должны быть снабжены отверстиями для организации её естественной циркуляции и, тем самым, выноса тепла из кессона в окружающую морскую среду.

Кроме того, отсутствие подвижных электрогенерирующих и охлаждающих технических систем, взрыво- и пожаробезопасность, относительная простота монтажа ЯЭУ в состоянии заводской готовности и отсутствие эксплуатационного обслуживающего персонала АИСТ-МП, работающей в режиме «ядерной батарейки», создают предпосылки для высокой рентабельности установки. Согласно нашим предварительным оценкам, ожидаемая стоимость ЯЭУ без учета остаточной стоимости а.з. и корпуса (металлолома) не превысит 100 млн. долларов США, а себестоимость генерируемой электрической энергии – 0,3 дол. США/кВт·ч.

Простое устройство реактора, отсутствие турбогенераторов, циркуляционных насосов, несущего давление корпуса, применение дешевого теплоносителя (воды), незначительное количество активируемых конструкционных материалов, относительная компактность установки в целом, а также небольшой объем строительных работ делают ЯЭУ привлекательной не только с технической, но и с экономической точек зрения.

ЯЭУ обладает высоким уровнем безопасности, в большей степени основанной на свойствах внутренней самозащищенности и пассивной безопасности. Данное требование реализовано в ЯЭУ использованием достаточно простой, но в тоже время надежной конструкции. Более того, устройство а.з. и продолжительная бесперегрузочная кампания (до 30-ти лет) позволяют решить вопросы нераспространения делящихся материалов.

Экспортный потенциал обеспечивается применением топлива с обогащением ниже 20% по урану-235, что соответствует рекомендациям МАГАТЭ по режиму нераспространения. АИСТ-МП имеет обогащение по урану-235 4,4% и, следовательно, удовлетворяет данному требованию.

Объем строительно-монтажных работ при сооружении АИСТ-МП незначителен и выполняется без привлечения специального оборудования и техники. Наиболее крупным узлом является корпус ЯЭУ, однако его массогабаритные характеристи-

стики допускают транспортировку любым (в том числе авиационным) транспортом. Все оборудование изготавливается на заводах и поставляется в виде готового к монтажу комплекта. Время монтажа ЯЭУ в составе МП оценивается в срок до трех месяцев.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Высокотехнологичный проект освоения Штокмановского газоконденсатного месторождения, ориентированный на использование передовых, в первую очередь, отечественных технологий и разработок, открывает широкие перспективы по использованию малых ядерных энергетических установок в качестве источников электро- и теплоснабжения комплекса сооружений морского газового промысла.

Выполненное обоснование ЯЭУ АИСТ-МП с внутризонной термоэмиссионной электрогенерирующей системой подтвердило ряд привлекательных особенностей по сравнению с известными проектами малых АЭС на основе турбомашинного способа преобразования энергии по безопасности, надежности, простоте монтажа и обслуживания, экологии, экономической привлекательности. Отсутствие машинного зала с турбогенераторными установками значительно уменьшает объем регламентных работ и позволяет рассматривать полностью автоматический режим управления без сменного обслуживающего персонала.

ЯЭУ АИСТ-МП на основе системы прямого преобразования тепловой энергии в электричество с выходной электрической мощностью в диапазоне 1–5 МВт с реактором бассейнового типа, ориентированная на интеграцию в состав технологического и энергетического оборудования морских платформ Штокмановского газоконденсатного месторождения, по мнению авторов и экспертов ОАО «ГАЗПРОМ», может быть рекомендована к практической реализации в краткосрочной перспективе.

## Литература

1. Ярыгин В.И., Сидельников В.Н., Касиков И.И. и др. Экспериментальное изучение возможности образования конденсата возбужденных состояний вещества (ридберговской материи) // Письма в ЖЭТФ. – 2003. – Т. 77. – Вып. 6. – С. 330 – 334.
2. Yarygin V.I., Lazarenko G.E., Mironov V.S. et al. Concept of Direct Energy Conversion Nuclear Cogeneration Plant/Proc. of ICAPP08 Anaheim, CA USA, June 8-12, 2008, paper 8193.
3. Виноградов Е.Г., Линник В.А., Лазаренко Д.Г. и др. Методика расчета вольт-амперных характеристик термоэмиссионных ЭГК сложной геометрии // Атомная энергия. – 2009. – Т. 106. – Вып. 5. – С. 257 – 262.
4. Briesmeister J. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B // LA-12625-M, 1997.
5. Groff A.G. ORIGEN2 – a revised and updated version of the Oak Ridge isotope generation and depletion code // ORNL, Oak Ridge, Tennessee, 37830.
6. Trellue H.R. Development of Monteburns: a Code that Links MCNP and ORIGEN2 in an Automated Fashion for Burnup Calculations // Los Alamos National Laboratory document LA-13514-T, 1998.
7. Волощенко А.М., Швецов А.В. КАСКАД-1.5 – программа для решения уравнения переноса нейтронов, фотонов и заряженного излучения в двумерных геометриях // Сборник тезисов докладов VII Российской научной конференции «Защита от ионизирующих излучений ядерно-технических установок» (Обнинск, 22-25 сентября 1998 г.). – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1998. – С. 62 – 64.

Поступила в редакцию 9.03.2011

# ИСПЫТАНИЯ ОПЫТНЫХ СБОРОК РЕАКТОРА СМ С ПОВЫШЕННОЙ ЗАГРУЗКОЙ УРАНА

**В.А. Старков\*, М.Н. Святкин\*, А.В. Клинов\*, А.П. Малков\*,**

**В.Е. Федосеев\*, А.Л. Петелин\*, Ю.Б. Чертков\*\***

**\*ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград**

**\*\*Национальный исследовательский Томский политехнический университет,  
г. Томск**



Приводятся результаты расчетов распределений энерговыделения и выгорания по сечению трех опытных топливных сборок (ТВС) с повышенным содержанием урана в твэлах (6 г  $^{235}\text{U}$ ), полученные при расчетном и экспериментальном моделировании условий их работы в активной зоне исследовательского реактора СМ. Анализируется характер изменения этих распределений в процессе облучения. Рассмотрены теплофизические параметры работы твэлов опытных ТВС. Приведены основные контролируемые параметры испытаний. Показано, что ТВС реактора с увеличенной загрузкой топлива успешно выдержали полный цикл реакторных испытаний, сохранив работоспособность при энерговыделении, тепловых нагрузках и глубине выгорания топлива, соответствующих условиям эксплуатации модернизированной активной зоны реактора.

**Ключевые слова:** ТВС, распределение энерговыделения, продукты деления, выгорание топлива, плотность теплового потока, температура топлива (оболочки).

**Key words:** fuel assembly (FA), power density distribution, fission products, fuel burnup, heat flow density, fuel (cladding) temperature.

Опыт эксплуатации штатного твэла реактора СМ с сечением крестообразного профиля, оболочкой из нержавеющей стали и дисперсионным сердечником на основе диоксида урана в матрице из меди, содержащим 5 г  $^{235}\text{U}$ , подтвердил его высокую надежность при работе с плотностью теплового потока на поверхности твэлов на уровне проектных значений. На первом этапе модернизации активной зоны запланирован переход на использование ТВС с чехлом из сплава 110 вместо чехла из нержавеющей стали и с твэлами, содержание  $^{235}\text{U}$  в которых повышенено с 5 до 6 г без изменения мощностных режимов работы твэлов и глубины выгорания топлива [1]. Для экспериментального обоснования работоспособности модифицированных ТВС и твэлов с повышенной загрузкой урана в условиях модернизированной активной зоны были проведены ресурсные реакторные испытания трех полномасштабных опытных сборок, твэлы которых по геометрическим характеристикам были полностью аналогичны штатным твэлам реактора СМ.

---

© В.А. Старков, М.Н. Святкин, А.В. Клинов, А.П. Малков, В.Е. Федосеев, А.Л. Петелин,  
Ю.Б. Чертков, 2011

Испытания двух опытных ТВС были проведены при средних для реактора СМ тепловых нагрузках ( $8\text{--}10 \text{ МВт}/\text{м}^2$ ):

- ТВС № 1 по конструкции является аналогом (с заменой стального чехла на циркониевый) штатной ТВС и содержит 160 твэлов и четыре ампульных канала  $\varnothing 12,5 \text{ мм}$ ;
- ТВС № 2 является новой разработкой, имеет чехол из циркониевого сплава, содержит 158 твэлов и ампульный канал  $\varnothing 24,5 \text{ мм}$ .

После успешных испытаний этих сборок в активную зону реактора была установлена полномасштабная опытная ТВС № 3, которая по конструкции является аналогом штатной ТВС, содержащей 188 твэлов и циркониевый чехол, для проверки работоспособности при максимальной тепловой нагрузке (до  $15 \text{ МВт}/\text{м}^2$ ).

Для обоснования режимов испытаний были проведены предтестовые расчетные исследования нейтроннофизических и теплогидравлических характеристик активной зоны и режимов облучения ТВС. Параллельно с испытаниями опытных ТВС проводилось их расчетное сопровождение.

Цель работы заключалась в том, чтобы показать, что в процессе испытаний опытных ТВС обеспечивались типичные для штатных ТВС реактора режимы работы, а достигнутые при этом значения выгорания топлива соответствуют или превышают значения выгорания в выгружаемых штатных сборках. Таким образом, на основании анализа условий испытаний и полученных результатов необходимо было подтвердить работоспособность новых ТВС в условиях модернизированной активной зоны.

## **РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ И МЕТОДИКИ ПРОВЕДЕНИЯ РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ОБОСНОВАНИЯ РЕЖИМОВ ИСПЫТАНИЙ**

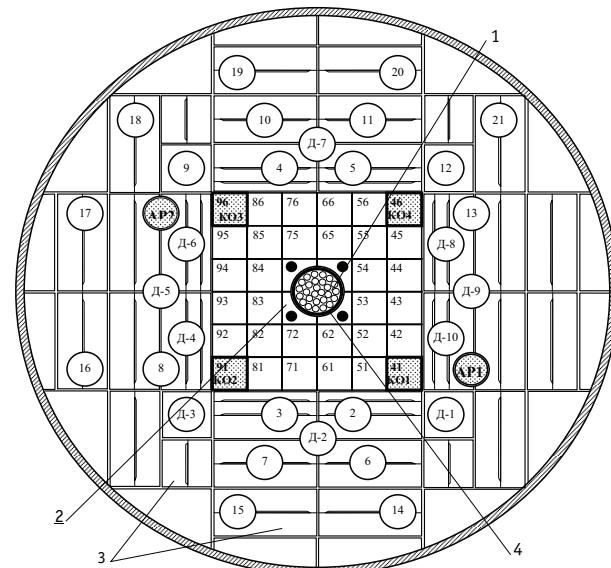
Моделирование нейтронно-физических условий облучения проведено с использованием кода MCU-RR [2]. MCU-RR – трехмерная аттестованная программа нейтронно-физического расчета ядерных реакторов, в которой реализован аналоговый метод Монте-Карло совместного моделирования траекторий нейtronов и гамма-квантов в трехмерной геометрии. Константное обеспечение программы MCU-RR базируется на библиотеке ядерных данных DLC/MCUDAT-2.1. С использованием этой программы была разработана трехмерная математическая модель для изучения нейтроники реактора, позволяющая детально описать конструкцию и материальный состав элементов активной зоны [3]. С помощью данной модели определялись потвэльное распределение энерговыделения и выгорания топлива по сечению тепловыделяющих сборок в процессе облучения, коэффициенты неравномерности энерговыделения по сечению ТВС и реактора, максимальные значения плотности тепловых потоков с поверхности твэлов.

Выполнено расчетное моделирование 26-ти кампаний реактора, рассчитаны распределения энерговыделения и изменение изотопного состава в процессе выгорания топлива. При расчетах распределения энерговыделения на каждом шаге разыгрывалось по 12 миллионов историй нейtronов. При этом статистическая погрешность определения энерговыделения в твэлах экспериментальных ТВС составила менее 2%, а выгорания топлива  $\sim 0,5 \%$ .

При моделировании теплогидравлических режимов облучения использовались методики [4, 5] и программа [6], реализующая решение уравнения теплопроводности методом конечных элементов и позволяющая проводить расчет температурного поля в твэлах со сложным профилем поперечного сечения. Методики [4, 5] тестировали по результатам внутриреакторных экспериментов с моделированием кризиса теплоотдачи [7].

Предтестовое обоснование компоновки активной зоны и режимов облучения опытных ТВС

На рисунке 1 приведена картограмма реактора СМ. Испытания ЭТВС № 1 и № 2 при средних нагрузках проводились в ячейках 52 и 76 соответственно, ЭТВС № 3 – в ячейке 83.



– номер ячейки активной зоны; – номер ячейки и КО; – стержень аварийной защиты;  
– стержень АР; – номер ячейки в отражателе

Рис. 1. Картограмма активной зоны и отражателя реактора СМ: 1- центральный блок с облучательными каналами; 2 – бериллиевый вкладыш; 3 – бериллиевый блок отражателя; 4 – центральный компенсирующий орган

Предварительный выбор компоновки активной зоны для испытаний опытных ТВС проводился исходя из условий обеспечения заданной плотности потока тепла на поверхности твэлов и необходимого запаса до кризиса теплообмена. При этом нейтронно-физические расчеты проводились с использованием комплекса [2, 3] при фиксированном положении органов регулирования: ЦКО – 0 мм, КО – 280 мм. При таком положении органов СУЗ достигается наибольшая неравномерность распределения энерговыделения по активной зоне реактора [8].

На рисунке 2 приведены схема компоновки активной зоны, выбранная для испытаний ЭТВС № 1 и № 2, и результаты расчетов.

На рисунке 3 приведена компоновка активной зоны реактора к началу испытаний ЭТВС №3.

Результаты расчета условий испытаний ЭТВС №3 при мощности реактора 90 МВт приведены на рис. 4.

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ ОБЛУЧЕНИЯ ОПЫТНЫХ ТВС

На рисунке 5 приведены зависимости мощности опытных ТВС от времени облучения.

Мощность опытных ТВС имеет максимальное значение в начале облучения при положении регуляторов КО, наиболее близком к 280 мм. Темп уменьшения мощ-

14,00	19,76	0,00	4,51	26,54	13,61		0,34	0,81	1,01	1,01	0,76	0,31
4,03	31,48	12,18	24,21	16,14	16,52		0,93	0,68	1,32	1,23	0,89	0,78
0,00	18,99		ЦЗБ	19,43	0,00		1,26	1,32		ЦЗБ	1,25	0,87
27,19	28,87			12,78	4,85		1,12	1,33			1,34	1,11
8,20	20,15	6,05	24,01	0,00	12,88		1,07	1,14	1,64	1,32	1,09	0,86
14,02	0,00	14,05	26,75	26,52	13,55		0,41	1,11	1,35	1,14	0,87	0,35

2,06	1,99	1,91	1,68	2,03	2,12		2,23	5,16	7,30	5,41	4,97	2,11
2,16	1,75	2,23	2,09	1,56	1,84		6,44	4,49	9,46	8,26	4,43	4,64
1,87	2,10		ЦЗБ	2,25	1,94		7,57	8,93		ЦЗБ	9,00	6,36
1,67	2,01			2,18	1,64		5,99	8,57			9,40	5,87
2,02	1,48	2,06	2,25	1,76	2,11		6,93	6,37	10,82	9,52	7,32	5,83
2,17	2,14	1,79	1,79	2,27	2,17		2,86	7,64	7,72	6,57	6,31	2,45

16,2	11,4	0	22,6	3,7	16,7							
3,50	17,2	11,3	20,6	22,0	11,6							
21,1	31,6			31,4	10,2							
22,4	0		ЦЗБ				5,5	25,8				
8,2	28,0	5,5	21,0	0	19,0							
16,1	15,1	24,6	9,3	11,8	16,4							

Рис. 2 Картограммы загрузки и характеристики распределений энерговыделения по активной зоне реактора СМ. Серым цветом выделены ячейки с ЭТВС №1 (яч. 52) и №2 (яч. 76). Мощность реактора 90 МВт: а) – распределение выгорания топлива по ячейкам активной зоны, %; б) – распределение энерговыделения по ячейкам активной зоны, отн. ед.; в) – коэффициенты неравномерности распределения энерговыделения по сечению ТВС; г) – максимальные значения плотности теплового потока с поверхности твэлов, МВт/м<sup>2</sup>; ЦЗБ – центральный замедляющий блок

0,25	0,86	1,18	1,01	0,92	0,23		2,39	1,66	1,74	1,72	2,10	2,61
0,93	1,09	1,43	1,32	1,00	0,84		1,99	1,73	2,41	2,36	1,77	1,96
1,06	1,25		ЦЗП	1,20	1,00		1,84	2,35		ЦЗП	2,43	1,71
1,05	1,69			1,50	0,98		1,88	2,58			2,37	1,88
0,94	0,94	1,53	1,36	1,16	0,82		2,02	1,51	2,45	2,39	1,63	1,93
0,25	0,88	1,02	1,13	0,90	0,25		2,58	2,05	1,74	1,74	1,83	2,33

1,93	4,65	6,67	5,65	6,26	1,96		3,85	1,95	1,44	1,70	1,45	3,78
6,03	6,10	11,15	10,14	5,78	5,35		1,50	1,83	1,59	1,75	1,94	1,69
6,31	9,56		ЦЗП	9,50	6,57		1,52	1,86		ЦЗП	1,87	1,46
6,45	14,15			11,52	6,01		1,49	1,25			1,54	1,60
6,18	5,42	12,19	10,57	7,24	5,14		1,47	2,07	1,46	1,68	1,55	1,76
2,10	5,86	5,75	6,40	5,33	1,87		3,52	1,55	1,67	1,50	1,70	3,96

Рис. 4. Условия работы рабочих ТВС и ЭТВС № 3 на начало испытаний: а) – распределение энерговыделения по ячейкам активной зоны, отн. ед.; б) – коэффициенты неравномерности распределения энерговыделения по сечению ТВС; в) – максимальные значения плотности теплового потока с поверхности твэлов, МВт/м<sup>2</sup>; г) – минимальные коэффициенты запаса до кризиса теплообмена

ности в первом приближении пропорционален мощности сборки в начальный момент облучения.

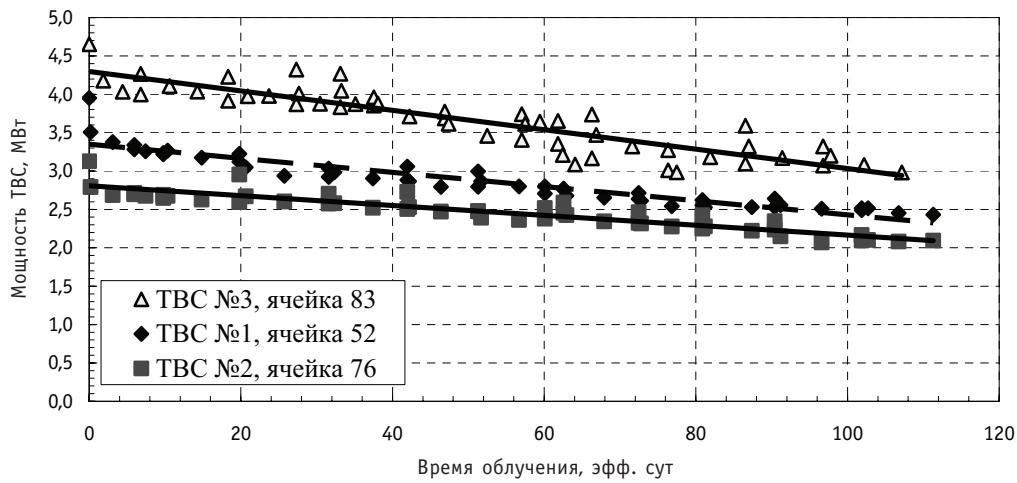


Рис. 5. Зависимость мощности опытных ТВС от времени облучения

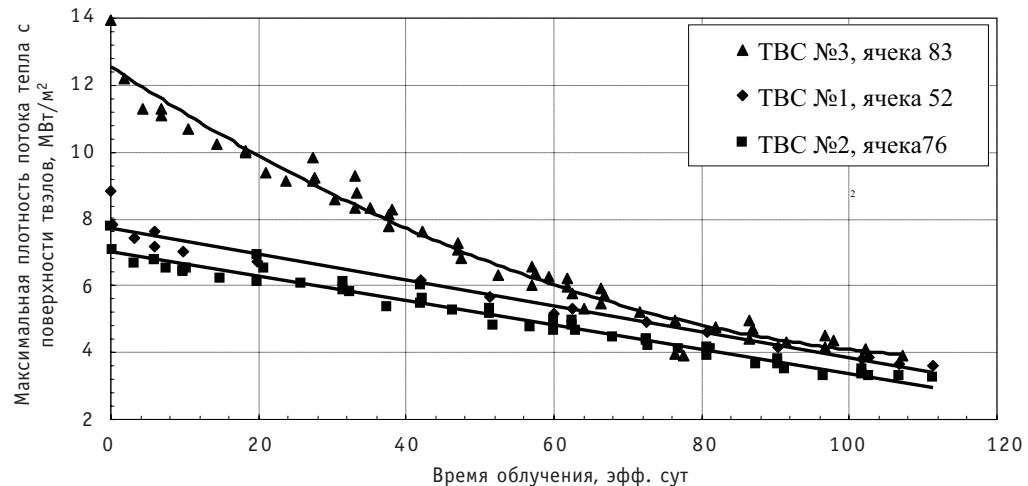


Рис. 6. Зависимости максимальной плотности теплового потока с поверхности твэлов опытных ТВС от времени облучения

На рисунке 6 приведены зависимости максимальной плотности теплового потока с поверхности твэлов опытных ТВС в зависимости от времени облучения.

После облучения сборок в течение 90 эффективных суток максимальные плотности теплового потока с поверхности твэлов практически сравниваются и составляют 3,5–4 МВт/м<sup>2</sup>.

Зависимости среднего выгорания топлива опытных ТВС от времени облучения приведены на рис. 7.

В результате облучения опытных ТВС достигнуты следующие значения выгорания топлива:

TBC № 1 – среднее выгорание – 42,8 %, максимальное в точке – 63,7 %;

TBC № 2 – среднее выгорание – 37,3 %, максимальное в точке – 66,6 %.

TBC № 3 – среднее выгорание – 44,9 %, максимальное в точке – 93,0 %.

Среднее по ТВС значение плотности продуктов деления в сердечнике при этом менялось в диапазоне от 0,68 до 0,82 г/см<sup>3</sup>, максимальное от 1,18 до 1,72 г/см<sup>3</sup>.

Среднее выгорание топлива в выгружаемых штатных ТВС составляет 37%, максимальное – 75%. Плотность продуктов деления в сердечнике равна при этом 0,57 и 1,16 г/см<sup>3</sup> соответственно.

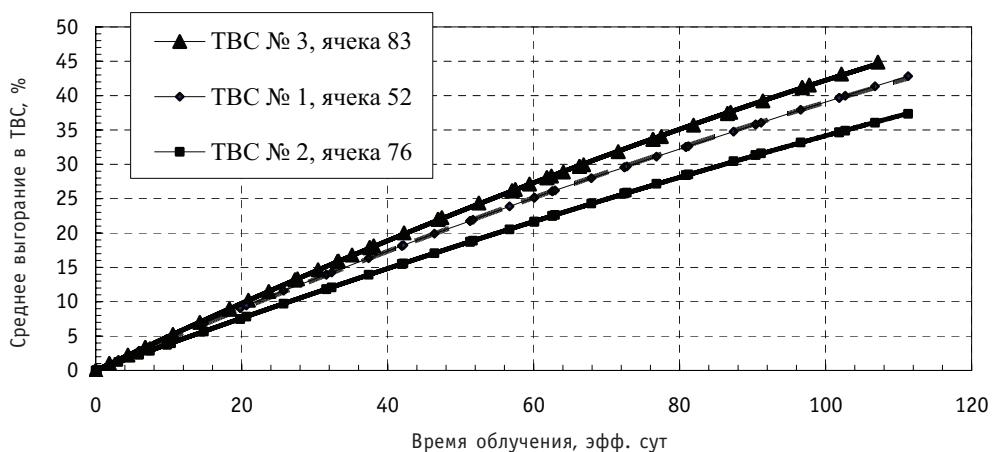


Рис. 7. Зависимости среднего выгорания в топливе опытных ТВС от времени облучения

Основные теплогидравлические параметры работы максимально-напряженного твэла и ТВС представлены в табл. 1.

При определении температурного поля в качестве расчетной модели принято поперечное сечение 1/8 части твэла, которое разбито на конечные элементы треугольной формы. Теплопроводность топливного сердечника, состоящего из медной матрицы и диоксида урана, принята равной  $126 \text{ Вт}/(\text{м} \cdot ^\circ\text{C})$ , а стальной оболочки из стали ЭИ847 –  $17,4 \text{ Вт}/(\text{м} \cdot ^\circ\text{C})$ .

На рисунке 8 приведены распределения температуры на полувысоте активной части по сечению наиболее напряженного твэла опытной ТВС № 2 (ячейка 76, новый тип сборки) и ТВС №3 (ячейка 83, наиболее напряженная из испытывавшихся сборок).

За период облучения максимальные значения температуры менялись в следующих диапазонах:

- ЭТВС № 1: сердечник – 445–206°C, оболочка – 286–161°C;
  - ЭТВС № 2: сердечник – 427–252°C, оболочка – 286–200°C;
  - ЭТВС № 3: сердечник – 546–186°C, оболочка – 286–136°C.

Во всех опытных сборках на поверхности напряженных твэлов во впадине профиля сечения в начале облучения на расстоянии 12–13 см от входа в активную зону имеет место поверхностное кипение теплоносителя (температура насыщения  $263^{\circ}\text{C}$ ). Оно прекращается из-за уменьшения мощности ТВС вследствие выгорания топлива через ~40 эфф. сут в ЭТВС № 1; ~50 эфф. сут в ЭТВС № 2; ~25 эфф. сут в ЭТВС № 3.

В течение всего периода нахождения ТВС в реакторе в первом контуре поддерживался штатный нейтральный водно-химический режим (ВХР) с водородной коррекцией pH. Недопустимых отклонений контролируемых параметров ВХР от норм

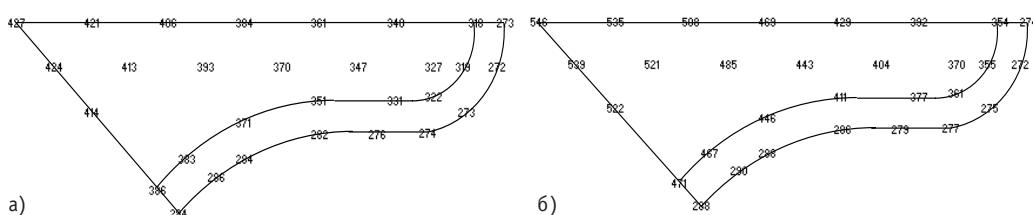


Рис. 8. Распределения температуры на полувысоте активной части по сечению наиболее напряженного твэла опытной ТВС № 2 (а); ТВС № 3 (б)

Таблица 1

**Параметры работы максимально-напряженного твэла и опытных ТВС**

Параметр	ТВС №1 Яч. 52	ТВС №2 Яч. 76	ТВС №3 Яч. 83
Расход теплоносителя через топливную часть ТВС, м <sup>3</sup> /ч	59.4	47.6	112.4
Скорость теплоносителя, м/с	7.1	5.7	11.5
Давление в I контуре, МПа	5.0	5.0	5.0
Температура теплоносителя на входе в ТВС, °С	50.0	50.0	50.0
Температура теплоносителя на полувысоте активной части, °С	96	100.9	96
Максимальная плотность теплового потока, МВт/м <sup>2</sup>	8.7	7.8	14,1
Максимальное объемное энерговыделение в сердечнике, Вт/м <sup>3</sup>	$1.92 \cdot 10^{10}$	$1.7 \cdot 10^{10}$	$3.05 \cdot 10^{10}$
Коэффициент конвективной теплоотдачи, Вт/(м <sup>2</sup> °С)	39310	32930	57560
В начале облучения			
Мощность ТВС, МВт	3.94	3.13	4.65
Коэффициент неравномерности распределения энерговыделения:			
- по сечению ТВС	1.60	1.76	2.53
- по высоте активной части	1.30	1.30	1.30
Максимальная температура в центре сердечника, °С	445	427	546
Максимальная температура внутренней поверхности оболочки, °С	400	386	471
Максимальная температура наружной поверхности оболочки, °С	286	286	290
Коэффициент запаса до кризиса теплообмена в точке с максимальной температурой поверхности	1.51	1.50	1.25
В конце облучения			
Мощность ТВС, МВт	2,09	2,43	2,98
Коэффициент неравномерности распределения энерговыделения:			
- по сечению ТВС	1,07	1,41	1,08
- по высоте активной части	1,05	1,05	1,05
Максимальная температура в центре сердечника, °С	206	252	186
Максимальная температура наружной поверхности оболочки, °С	161	200	136

качества теплоносителя, регламентированных действующими нормативными документами, зафиксировано не было.

В процессе работы реактора на мощности производится постоянный поочечечный контроль герметичности ТВС штатной системой КГО по запаздывающим нейтронам путем индивидуального отбора теплоносителя от всех ТВС реактора.

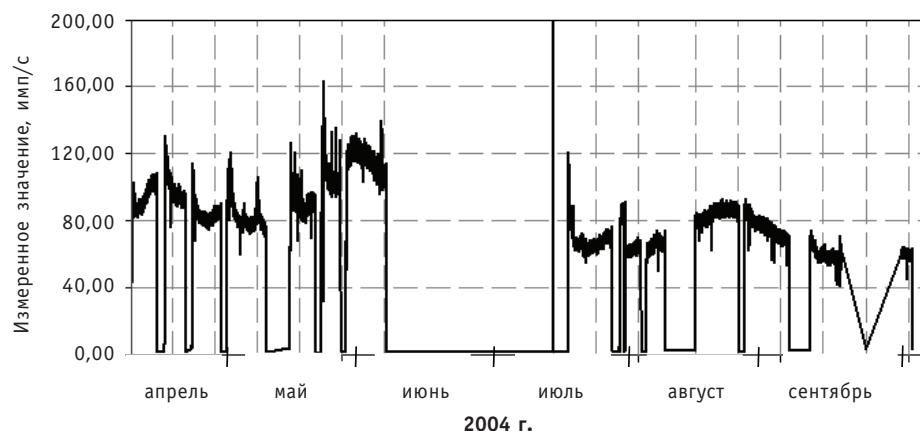


Рис. 9. Изменение активности носителей запаздывающих нейтронов в водяном теплоносителе системы КГО для ячейки 83 (апрель–сентябрь 2004 г.): — — T-83

На рисунке 9 представлены изменения показаний активности нейтронных излучателей в канале КГО ячейки 83, в которой проводились испытания наиболее напряженной ЭТВС № 3.

Анализ показаний системы КГО реактора СМ показал отсутствие разгерметизаций оболочек твэлов – активность водяного теплоносителя на выходе из опытных ТВС была стабильной, а значения показаний системы КГО в этих каналах не превышали допустимого значения (140 имп/с).

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

1. Результаты расчетного и экспериментального исследований условий испытаний экспериментальных ТВС исследовательского реактора СМ с повышенной загрузкой топлива свидетельствуют о том, что компонуя активную зону штатными ТВС и выбирая позиции для размещения опытных тепловыделяющих сборок с использованием данных прогнозирования можно обеспечить нужные режимы и непревышение пределов безопасности эксплуатации при испытаниях. Показано, что модернизированное топливо способно работать в эксплуатационных условиях вплоть до предельных выгораний и обеспечить надежную работу реактора с активной зоной, допускающей размещение дополнительных экспериментальных объемов с жестким спектром нейтронов по сравнению со штатной.

2. В результате расчетного моделирования нейтронно-физических и теплогидравлических условий работы ЭТВС в процессе сопровождения облучения показано, что

- мощность сборки № 1 (6 г урана-235 в твэле, 160 твэлов, четыре ампульных канала  $\varnothing 12,5$  мм) изменялась от 3,9 до 2,4 МВт при минимальном запасе до кризиса теплообмена 1,51; максимальная плотность теплового потока составила 8,7 МВт/ $m^2$ , достигнутые значения выгорания топлива и плотности продуктов деления равны соответственно
    - средние: 42,8%, 0,8 г/ $cm^3$ ;
    - максимальные: 63,7%, 1,18 г/ $cm^3$ ;
  - мощность сборки № 2 (6 г урана-235 в твэле, 158 твэлов, ампульный канал  $\varnothing 24$  мм) изменялась от 3,1 до 2,1 МВт при минимальном запасе до кризиса теплообмена 1,51; максимальная плотность теплового потока составила 7,8 МВт/ $m^2$ , достигнутые значения выгорания топлива и плотности продуктов деления равны соответственно

- средние: 37,4%, 0,69 г/см<sup>3</sup>;
  - максимальные: 66,6%, 1,23 г/см<sup>3</sup>;
- мощность сборки № 3 (6 г урана-235 в твэле, 188 твэлов) изменялась от 4,65 до 3,08 МВт при минимальном запасе до кризиса теплообмена 1,25; максимальная плотность теплового потока составила 14 МВт/м<sup>2</sup>, достигнутые значения выгорания топлива и плотности продуктов деления равны соответственно
    - средние: 44,9%, 0,83 г/см<sup>3</sup>;
    - максимальные: 93,0%, 1,72 г/см<sup>3</sup>.
3. Проведенные ресурсные испытания показали высокую работоспособность твэлов с повышенным содержанием урана и ТВС на их основе в условиях модернизированной активной зоны. Достигнутые параметры испытаний опытных ТВС соответствуют, а по некоторым показателям превышают штатные.

### **Литература**

1. Клинов А.В., Цыканов В.А., Старков В.А., Пименов В.В., Чертков Ю.Б. Модернизация активной зоны реактора СМ для решения задач материаловедения//Атомная энергия. – 2002. – Т. 93. – №3. – С.167.
2. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Описание применения и инструкция для пользователя программы MCU-RFFI для расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов/Препринт ИАЭ-5837/5. – М.: ИАЭ, 1994.
3. Чертков Ю.Б., Старков В.А., Бестужева И.В., Чекалкин С.И. Усовершенствованная расчетная модель реактора СМ и результаты ее тестирования/Годовой отчет: Сб. ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», Димитровград, 2004. – С. 17-19.
4. Старков В.А., Федосеев В.Е. Распределение температуры и плотности теплового потока по периметру твэла крестообразного сечения/Сб. трудов ОАО «ГНЦ НИИАР». – Димитровград, 2003. – Вып. 2. – С. 3-8.
5. Гарусов Е.А., Грачев С.Д. Теплоотвод от твэла крестообразного поперечного сечения/Препринт ЛИЯФ № 660. – Л., 1981.
6. Грачев В.Д. Некоторые вопросы математической реализации метода конечных элементов в задачах реакторной физики/Препринт НИИАР-6 (652), 1986.
7. Бобров С.Н., Спиридонов Ю.Г., Махин В.М., Грачев А.Ф. Изучение поведения твэлов реактора СМ в режиме кризиса теплоотдачи/Сб. тр. ГНЦ РФ НИИАР. – Димитровград, 1997. – Вып. 1. – С. 75.
8. Клинов А.В., Старков В.А., Чертков Ю.Б. Изменение характеристик активной зоны реактора СМ при изменении положения регулирующих органов//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 4. – С. 55-63.

Поступила в редакцию 8.08.2011

# РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ОБОСНОВАНИЯ РЕЖИМОВ И СОПРОВОЖДЕНИЯ МАССОВЫХ ИСПЫТАНИЙ ОПЫТНЫХ ТВС РЕАКТОРА СМ С ПОВЫШЕННОЙ ЗАГРУЗКОЙ УРАНА

**В.А. Цыканов\*, В.А.Старков\*, А.П. Малков\* М.Н. Святкин\*,  
А.В. Клинов\*, А.Л. Петелин\*, Ю.А. Краснов\*, Ю.Б.Чертков\*\***

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Национальный исследовательский Томский политехнический университет, г. Томск



На основании результатов расчетно-экспериментальных исследований обоснованы техническая возможность и безопасность, реализован перевод активной зоны реактора СМ на твэлы с повышенным содержанием урана с применением штатной процедуры перегрузки топлива. Проведены экспериментальные исследования физических характеристик активной зоны и массовые испытания опытных ТВС на основе твэлов с загрузкой 6 г  $^{235}\text{U}$ . Проведен анализ технико-экономических показателей реактора с опытными ТВС. Получены данные, необходимые для внесения изменений в проектную документацию реактора и перевода новых ТВС из категории опытных сборок в категорию штатных.

**Ключевые слова:** исследовательский реактор, эффекты реактивности, мощность реактора, коэффициенты неравномерности распределения энерговыделения, плотность теплового потока с поверхности твэлов, годовое потребление топлива, профилирование расхода теплоносителя, максимальная температура топлива.

**Key words:** research reactor, reactivity effects, reactor power peaking factor, density of heat flow from the rod surface, annual fuel consumption, coolant flow rate profiling, maximum fuel temperature.

## ВВЕДЕНИЕ

На первом этапе модернизации активной зоны (а.з.) реактора СМ предусматривается размещение в ее топливной части дополнительно двух петлевых материаловедческих каналов Ø64 мм и четырех ампульных Ø24.5 мм, предназначенных для ускоренных высокодозных облучений материалов ядерной техники, и компенсация потерь реактивности за счет использования твэлов с увеличенным содержанием U-235 с пяти до шести граммов [1, 2]. Этот этап включает в себя и решение задачи перевода а.з. на твэлы с повышенным содержанием урана.

© В.А. Цыканов, В.А.Старков, А.П. Малков М.Н. Святкин, А.В. Клинов, А.Л. Петелин,  
Ю.А. Краснов, Ю.Б.Чертков, 2011

Цель работы заключалась в расчетно-экспериментальном обосновании технической возможности, безопасности и методики реализации перевода реактора СМ на топливо с повышенной плотностью по урану с использованием штатной процедуры перегрузки топлива без применения специальных дополнительных мер и, в дальнейшем, в экспериментальном подтверждении нейтронно-физических и технико-экономических характеристик реактора с модернизированной активной зоной.

В процессе перевода реактора на новое топливо решали следующие задачи:

- выбор приемлемых компоновок активной зоны для каждой очередной кампании на основании результатов расчетов с соответствующим анализом эксплуатационных запасов и обоснованием характеристик безопасности реактора;
- отработка возможных алгоритмов перегрузок активной зоны;
- экспериментальное исследование изменения физических характеристик активной зоны при поэтапной замене топлива;
- по завершении перевода реактора на новое топливо получение опытных данных для внесения необходимых изменений в проектную документацию и проведения уточняющего анализа безопасности реакторной установки.

Для обеспечения надежности и достоверности определения физических характеристик реактора, важных для обеспечения его безопасности в процессе перевода активной зоны на новое топливо, применяли комплексный подход, сочетающий расчетные и экспериментальные методы. Расчеты в обоснование выбранных компоновок активной зоны для каждой кампании выполняли с использованием прецизионной программы, реализующей аналоговый метод Монте-Карло. Для поисковых исследований по выбору вариантов компоновки активной зоны применялись быстродействующие инженерные методики определения физических характеристик реактора. Экспериментальные исследования по оценке максимальных значений коэффициентов неравномерности распределения энерговыделения, моделирующие отдельные компоновки активной зоны, были предварительно проведены на критической сборке – физической модели реактора. Измерения запаса реактивности активной зоны эффектов реактивности и эффективности органов регулирования проводились непосредственно на реакторе в процессе перегрузок топлива [3].

В статье представлены результаты проведенных исследований, опытные данные по показателям использования топлива, выполнен анализ характеристик работы установки в переходный период.

### **ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ И МЕТОДИЧЕСКИЙ ПОДХОД К ПРОГНОЗИРОВАНИЮ И КОНТРОЛЮ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА В ПРОЦЕССЕ ПЕРЕВОДА НА НОВОЕ ТОПЛИВО**

Замену штатных ТВС на новые необходимо было провести поэтапно в процессе плановых перегрузок топлива без нарушения проектных пределов эксплуатации реактора, его графика работы, связанного с выполнением научных и коммерческих программ и в соответствии с требованиями ядерной безопасности.

При выборе процедуры загрузки реактора опытными ТВС для проведения их массовых испытаний, определения необходимого объема исследований и обоснований были учтены следующие обстоятельства:

- результаты предварительных расчетно-экспериментальных исследований [4] подтвердили возможность и безопасность перевода реактора СМ на новое топливо в процессе плановой эксплуатации;
- представительные успешные испытания твэлов с увеличенной загрузкой топлива во всех возможных режимах работы (при средних и максимальных нагруз-

ках, в составе фрагмента ТВС в петлевой установке и в составе трех типов полномасштабных опытных ТВС непосредственно в активной зоне при штатных режимах и условиях эксплуатации) подтвердили их работоспособность [5–7];

- неразрушающие и разрушающие послереакторные исследования также подтвердили сохранение характеристик работоспособности твэлов на приемлемом уровне [8–10].

Из этих соображений была принята схема действий, включающая в себя следующие этапы исследований, подготовки и рассмотрения документации, обосновывающей безопасность реактора:

- разработка и согласование с надзорными органами программы массовых испытаний 50-ти опытных ТВС в активной зоне реактора СМ при штатных режимах эксплуатации с поэтапной заменой штатных ТВС на опытные в процессе плановых перегрузок;
- расчетное обоснование безопасности для каждой планируемой кампании в переходный период;
- экспериментальное определение эффективности органов СУЗ, запаса реактивности и подкритичности активной зоны по завершении перегрузочных работ перед каждой кампанией с обеспечением распада  $^{135}\text{Xe}$  до их начала;
- экспериментальное определение физических характеристик активной зоны, важных для безопасности, после замены всех штатных ТВС на опытные с увеличенной загрузкой топлива;
- оформление пояснительной записки к техническому проекту активной зоны с новым топливом;
- оформление документации по переводу ТВС новых типов из категории опытных в категорию штатных;
- оформление дополнения к отчету по обоснованию безопасности реактора;
- внесение необходимых изменений в эксплуатационную документацию.

Принципы, которые должны выполняться при расчетном моделировании перегрузок переходного режима работы реактора, формулировались следующим образом:

- подкритичность реактора в начале кампании с взвешенными стержнями АЗ исходя из требований НТД и с учетом сложившейся практики должна быть не менее  $1,1\%\Delta K/K$ ;

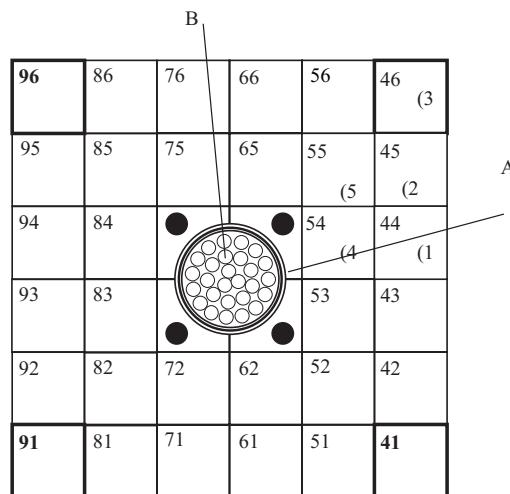


Рис. 1. Схема активной зоны реактора СМ: (1 – 5 – типовые ячейки реактора; А – центральный компенсирующий орган (ЦКО); В – центральный замедляющий блок (ЦЗБ); в ячейках 41, 91, 96 и 46 находятся регуляторы КО-1...КО-4 соответственно

- запас реактивности в начале кампании должен обеспечивать энерговыработку не меньше 850 МВт·сут;
- относительные значения мощности ТВС не должны превышать следующих значений (рис. 1): для ячеек типа 54 – 2,02; для ячеек типа 55 – 1,45; для ячеек типа 44 – 1,54; для ячеек типа 45 – 1,26; для ячеек типа 46 – 0,89;
- запас до кризиса теплообмена с учетом гидропрофильтрования расхода теплоносителя по типовым ячейкам должен быть не менее 1,2.

### **ПРОГРАММНЫЕ СРЕДСТВА И РАСЧЕТНЫЕ МОДЕЛИ**

**MCURR [11]** – трехмерная программа нейтронно-физического расчета ядерных реакторов, в которой реализован аналоговый метод Монте-Карло совместного моделирования траекторий нейтронов и гамма-квантов в трехмерной геометрии. Константное обеспечение программы MCURR базируется на библиотеке ядерных данных DLC/MCUDAT-2.1. На основе этой программы разработана прецизионная трехмерная расчетная модель активной зоны реактора [12], позволяющая проводить расчет распределения энерговыделения и плотности теплового потока с поверхности каждого твэла в процессе выгорания топлива. С помощью данной программы оценивалось детальное (потвэльное) распределение энерговыделения по сечению активной зоны реактора СМ, коэффициенты неравномерности энерговыделения по сечению ТВС и реактора, максимальные тепловые потоки с поверхности твэлов, запасы до кризиса теплообмена.

**TIGR-SM [13]** – трехмерная 4-групповая программа для инженерных нейтронно-физических расчетов реактора СМ, позволяющая определять эффективный коэффициент размножения нейтронов, распределение плотности потоков нейтронов и энерговыделение по объему реактора в стационарном состоянии и в процессе кампании. С ее помощью оценивались параметры реактора на предварительной стадии расчетов. При проведении расчетов определялись максимальные тепловые нагрузки (плотность теплового потока) в твэлах опытных и штатных ТВС при состоянии активной зоны с наибольшей неравномерностью распределения энерговыделения, характерном для начала кампании – при положении регуляторов ЦКО – 0 мм и КО – 280 мм [14] (диапазон изменения положения регуляторов: 0 мм – вверху; 350 мм – внизу). Параллельно с параметрами компоновок активной зоны для исследуемых кампаний рассчитывались (для сравнения) параметры компоновок для предшествующих кампаний.

**Инженерная аппроксимационная методика** разработана, аттестована и введена в эксплуатацию для расчета распределения мощности и выгорания топлива в реакторе СМ в ходе кампании [15]. При расчетах учитываются распределение топлива (глубина выгорания  $^{235}\text{U}$ ) в ячейках активной зоны и изменение положения органов СУЗ в ходе кампании. Методика построена на аппроксимационных зависимостях между рядами опорных полей энерговыделения в активной зоне, рассчитанных по программе MCURR. Расчетная модель протестирована по результатам экспериментов на критсборке реактора СМ.

### **ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ МЕТОДЫ**

Экспериментальные исследования проводили на критической сборке (физическую модели реактора СМ) перед выполнением всей программы и непосредственно на реакторе в процессе перевода реактора на новое топливо. Целью последних было экспериментальное определение эффективности органов СУЗ, запаса реактивности и подkritичности активной зоны по завершении перегрузочных работ перед каждой следующей кампанией.

## РАСЧЕТНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ И ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПЛАНИРУЕМЫХ КОМПОНОВОК АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Выбор приемлемой, с точки зрения безопасности и продолжительности кампании, компоновки активной зоны проводили на основании результатов вариантовых расчетов для каждой кампании, начиная с 14.01.2005 г. Для каждой кампании рассчитывали характеристики от четырех до шести вариантов загрузки активной зоны.

На предварительной стадии характеристики предложенных вариантов компоновок (включая предшествующую началу перехода кампанию) были рассчитаны по программе TIGR-SM. При расчетах определялись запас реактивности реактора в горячем отравленном состоянии, длительность кампаний, распределение энерговыделения по ячейкам активной зоны при разных положениях регуляторов, включая и состояние с положением ЦКО и КО – 0 мм и 280 мм соответственно. В результате анализа полученных данных компоновка активной зоны уточнялась в соответствии с критериями, сформулированными выше, и проводился расчет по прецизионному коду [11]. Краткая характеристика кампаний переходного периода представлена в табл. 1.

Таблица 1

**Основные характеристики кампаний переходного периода**

Начало кампании	Энерго-выработка, МВт·сут	Количество опытных ТВС в реакторе, шт.		Среднее выгорание топлива в активной зоне, %		Масса $^{235}\text{U}$ в активной зоне, кг	
		необлученных	всего	начало кампании	конец кампании	начало кампании	конец кампании
14.01.05	969,6	4	4	13,5	17,9	25,9	24,6
27.01.05	831,6	3	7	14,9	18,5	26,0	24,9
10.02.05	823,9	3	10	15,7	19,2	26,4	25,3
22.02.05	748,8	3	13	16,0	19,2	26,6	25,6
04.03.05	753,0	3	16	15,7	18,9	27,1	26,1
18.03.05	832,3	2	18	16,1	19,6	27,4	26,3
29.03.05	978,3	3	21	16,3	20,2	27,9	26,5
15.04.05	919,7	1	22	18,1	21,8	27,4	26,2
27.04.05	1065,9	3	25	18,4	22,6	27,6	26,2
13.05.05	900,5	3	28	19,7	23,3	27,6	26,3
25.05.05	922,3	3	28	19,7	23,3	27,8	26,6
15.07.05	820,9	6	32	18,8	21,9	28,8	27,7

### Реактивностные характеристики

Результаты градуировок РО СУЗ реактора СМ, проведенных в переходный период, и усредненные данные за 2004 г. представлены в табл. 2.

Из полученных результатов следует, что за время перевода реактора СМ на ТВС с увеличенной загрузкой  $^{235}\text{U}$  реактивностные характеристики активной зоны изменились незначительно по сравнению с 2004 г. В то же время при этом существенно выросло количество топлива (масса  $^{235}\text{U}$ ) в активной зоне. Относительно малое влияние увеличения массы делящихся нуклидов на реактивностные характеристики обусловлено самоэкранированием топлива (эффект реактивности при

Таблица 2

**Эффективность РО СУЗ, запас реактивности и подкритичность активной зоны реактора СМ**

Дата	Положение ЦКО в критсостоянии, мм	Эффективность, $\beta_{\text{эфф}}$				Запас реактив- ности, $\beta_{\text{эфф}}$	Подкритич- ность, $\beta_{\text{эфф}}$
		ЦКО	КО-1-4	ЦКО+КО	A3-1-4		
13.01.05	148	3,9	10,1	14,0	4,0	11,7	2,3
09.02.05	130	3,6	8,8	12,4	3,7	10,0	2,4
17.03.05	182	4,1	9,4	13,5	3,7	11,6	1,9
15.04.05	177	4,0	8,7	12,7	3,5	10,8	1,9
13.05.05	199	3,9	8,3	12,2	3,5	10,7	1,5
14.07.05	67	3,9	10,4	14,3	4,6	10,8	3,5
Средние	67–199	3,9	9,3	13,2	3,8	10,9	2,3
2004 г.	91–208	3,7	9,0	12,7	3,7	10,6	2,1

загрузке необлученной опытной ТВС близок к эффекту реактивности от загрузки штатной сборки) и существенным увеличением количества продуктов деления в активной зоне.

**Показатели использования топлива**

Основные эксплуатационные характеристики активной зоны реактора СМ, связанные с использованием топлива, приведены в табл. 3.

Сравнение с данными 2004 г. показало, что на начало кампании количество топлива (масса  $^{235}\text{U}$ ) в активной зоне увеличилось в среднем на 10,7% (с 25,3 до

Таблица 3

**Топливные характеристики активной зоны реактора СМ**

Начало кампании	Масса $^{235}\text{U}$ в а.з., кг		Среднее выгорание $^{235}\text{U}$ в а.з, %		Масса осколков деления $^{235}\text{U}$ , кг		Среднее выгорание в выгружаемых ТВС, %
	начало кампании	конец кампании	начало кампании	конец кампании	начало кампании	конец кампании	
14.01.05	25,94	24,63	13,52	17,88	4,05	5,36	32,18
27.01.05	26,02	24,90	14,85	18,52	4,54	5,66	32,29
10.02.05	26,36	25,25	15,67	19,22	4,90	6,01	34,10
22.02.05	26,60	25,59	15,95	19,15	5,05	6,06	35,29
04.03.05	27,14	26,13	15,72	18,88	5,06	6,08	35,76
18.03.05	27,42	26,30	16,13	19,57	5,28	6,40	35,09
29.03.05	27,85	26,53	16,26	20,24	5,41	6,73	34,81
15.04.05	27,40	26,16	18,07	21,79	6,05	7,29	37,72
27.04.05	27,62	26,18	18,39	22,64	6,22	7,66	32,01
13.05.05	27,56	26,34	19,72	23,27	6,77	7,99	37,10
25.05.05	27,82	26,58	19,73	23,32	6,84	8,08	32,10
15.07.05	28,77	27,66	18,75	21,88	6,64	7,75	39,57
26.07.05	28,39	27,19	19,45	22,86	6,86	8,06	39,00
14.08.05	27,89	27,04	20,47	22,90	7,18	8,03	38,47

28 кг), среднее выгорание топлива – в 1,3 раза (с 14,7 до 19,4%), масса осколков деления  $^{235}\text{U}$  – в 1,5 раза (с 4,4 до 6,8 кг), среднее выгорание топлива в выгружаемых ТВС – в 1,16 раза (с 31,4 до 36,4%).

Таким образом, наряду с естественным увеличением количества топлива в активной зоне реактора, вызванным заменой твэлов с загрузкой 5 г  $^{235}\text{U}$  на твэлы с загрузкой 6 г  $^{235}\text{U}$ , произошло увеличение его среднего выгорания в активной зоне и в выгружаемых ТВС.

Для сравнения экономических показателей использования топлива в переходный период проведен анализ фактических показателей его эксплуатации с 14.01.2005 по 21.08.2005 гг. (всего 14 кампаний). Данные об использовании топлива в рассматриваемый период приведены в табл. 4. Там же приведены усредненные фактические данные об использовании топлива за время эксплуатации реактора СМ и полученные на их основании оценки соответствующих параметров для штатной активной зоны (выделены серым цветом).

Таблица 4

**Основные показатели использования топлива в реакторе СМ**

Параметр	Опытные ТВС	Штатные ТВС
Энерговыработка, МВт·сут	12000	
Расход ТВС на 1000 МВт·сут	3,31	4,82
Общее потребление ТВС, шт.	<b>40</b>	<b>58</b>
Общее потребление $^{235}\text{U}$ , кг	43,9	53,4

Из полученных результатов следует, что для одинаковой энерговыработки было использовано примерно на 18 опытных ТВС меньше. При этом сэкономлено около 9,5 кг  $^{235}\text{U}$ , из которого можно было бы изготовить 1900 твэлов с загрузкой 5 г  $^{235}\text{U}$  (для комплектации 10-ти штатных ТВС) или 1583 твэла с загрузкой 6 г  $^{235}\text{U}$  (для комплектации 8,4 опытных ТВС). Таким образом, экономия топлива в переходный период составила около 40% в количестве использованных ТВС и более 20% в высокообогащенном уране по сравнению с предыдущим периодом работы реактора со штатным топливом при нормировке на одинаковую энерговыработку.

Эксплуатационные и экономические показатели работы реактора СМ-3 во время перевода на ТВС новых типов показали перспективность их дальнейшего использования. Отсутствие случаев разгерметизации в процессе массовых испытаний опытных ТВС служит доказательством работоспособности твэлов с увеличенной загрузкой топлива в широком диапазоне тепловых нагрузок (до 15 МВт/м<sup>2</sup>) и выгораний (до 50% в среднем по ТВС). При соблюдении действующего графика работы реактора получена значительная годовая экономия в использовании свежего топлива (табл. 5): в 2005 г. было израсходовано на 24 ТВС меньше, чем в

Таблица 5

**Фактические показатели использования топлива в реакторе СМ**

Параметр	2003 г.	2004 г.	2005 г.
Энерговыработка, МВт·сут	21125	21923	21639
Годовое потребление ТВС, шт.	106	101	77
Расход ТВС на 1000 МВт·сут	5,02	4,61	3,56
Годовое потребление урана-235, кг	98,0	92,6	82,9

## ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

2004 г. и на 29 ТВС меньше, чем в 2003 г. Также существенно (в 1,3 раза) снизилось количество свежих ТВС, использованных для получения энерговыработки 1000 МВт·сут.

Для сравнения характеристик реактора со штатной и модернизированной активной зоной в табл. 6 приведены

- опытно-экспериментальные данные для активной зоны из штатных ТВС, полученные в экспериментах в ходе эксплуатации реактора с середины 2002 до конца 2004 гг.;

Таблица 6

### Физические характеристики реактора СМ

Параметр	Активная зона из штатных ТВС	Активная зона из опытных ТВС	
		расчетное значение	экспериментальное значение
Средний запас реактивности, $\beta_{\text{эфф}}$	11,2	10,8	10,7
Средняя суммарная эффективность органов ЦКО и КО, $\beta_{\text{эфф}}$	13,2	12,2	13,2
Стационарное отравление ксеноном, $\beta_{\text{эфф}}$	-5,5	-5,1	-5,3
Эффект от разогрева активной зоны при переходе от нулевой к номинальной мощности, $\beta_{\text{эфф}}$	-0,56	-0,65	-0,62
Температурный коэффициент реактивности при рабочих параметрах активной зоны, $\beta_{\text{эфф}}/\text{ }^{\circ}\text{C}$	-0,018	-0,019	-0,020
Средний эффект от выгорания и шлакования топлива, $\beta_{\text{эфф}}$	-5,5	-5,1	-4,8
Темп потери реактивности на выгорание топлива, $\beta_{\text{эфф}}/(\text{МВт}\cdot\text{сут})$	0,0061	0,0032	0,0054
Мощностной коэффициент реактивности для «горячего отравленного» состояния реактора, $\beta_{\text{эфф}}/\text{МВт}$	$-(4,0 \pm 1,3) \cdot 10^{-3}$	$-(4,0 \pm 1,0) \cdot 10^{-3}$	$-(4,7 \pm 0,3) \cdot 10^{-3}$
Эффект реактивности от загрузки свежей ТВС в ячейку с водой:			
ячейка типа 42	0,9	1,5	$1,1^{2)}$
ячейка типа 43	1,2	1,6	$1,5^{2)}/1,2^{3)}/1,1^{4)}$
ячейка типа 52	1,2	1,5	$1,5^{2)}/1,2^{3)}/1,1^{4)}$
ячейка типа 53	1,9	2,1	$2,3^{2)}/1,7^{4)}$
Эффект реактивности от выгрузки ТВС с выгоранием 35%			
ячейка типа 42	-0,5	-0,7	$-0,5^{2)}$
ячейка типа 43	-0,5	-0,7	$-0,6^{2)}/-0,5^{3)}/-0,4^{4)}$
ячейка типа 52	-0,4	-0,5	$-0,6^{2)}/-0,5^{3)}/-0,4^{4)}$
ячейка типа 53	-0,9	-1,0	$-1,1^{2)}/-0,8^{4)}$

<sup>2)</sup> ТВС со 188-ю твэлами; <sup>3)</sup> ТВС со 160-ю твэлами; <sup>4)</sup> ТВС со 158-ю твэлами.

- расчетные значения для модернизированной активной зоны [3];
- опытно-экспериментальные данные для активной зоны из опытных ТВС, полученные при эксплуатации реактора в 2005 г. и в экспериментах по определению характеристик активной зоны реактора, полностью загруженной опытными ТВС.

По представленным данным можно отметить следующее:

- замена штатных ТВС на опытные не привела к значимому изменению нейтронно-физических характеристик реактора СМ, несмотря на существенное увеличение количества топлива в активной зоне;
- с учетом погрешностей расчетов и экспериментов расчетные оценки характеристик модернизированной активной зоны достаточно хорошо согласуются с полученными опытно-экспериментальными данными.

Результаты расчетов и экспериментов на физмодели реактора показали, что переход на твэлы с увеличенной загрузкой урана не влияет на распределение энерговыделения по сечению активной зоны и высоте ТВС при одинаковом распределении топлива (выгорания) по тепловыделяющим сборкам. Коэффициенты неравномерности распределения энерговыделения по сечению ТВС увеличиваются на 10% для ячеек типа 46 и на (5–7)% для ячеек других типов.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В процессе выполнения работы

- проведены предварительные расчетно-экспериментальные исследования изменения физических характеристик активной зоны, включая эффекты реактивности и коэффициенты неравномерности энерговыделения при переходе на новое топливо;
- разработана программа испытаний предварительной партии из 50-ти опытных ТВС;
  - разработаны и апробированы на практике возможные алгоритмы перегрузок активной зоны при переводе реактора на новое топливо;
  - произведена поэтапная в течение 12-ти кампаний замена штатных ТВС реактора СМ в активной зоне на новые топливные сборки с обоснованием безопасности работы реактора для каждой кампании;
  - получена и проанализирована в процессе перевода реактора на новое топливо экспериментальная информация об изменении реактивностных характеристик активной зоны и о фактических показателях использования топлива;
  - получены полный объем информации, позволяющий внести необходимые изменения в проектную документацию реактора СМ и обосновать возможность перевода новых ТВС из категории опытных в категорию штатных топливных сборок, и фактические показатели использования топлива, подтверждающие экономическую эффективность перевода реактора на новые ТВС.

Впервые выполнено прогнозное расчетное моделирование планируемых кампаний реактора СМ при поэтапном переводе активной зоны на новое топливо с использованием прецизионных и инженерных методик расчета, а также экспериментальных результатов, полученных на критсборке. Получены нейтронно-физическкие характеристики реактора СМ с новым составом активной зоны.

Произведен перевод реактора СМ на новое топливо с соблюдением утвержденного графика работы реактора с выполнением обязательств по наработке радионуклидов и проводимых программ исследований. В процессе перевода не допущено нарушения проектных пределов для реакторной установки и условий ее безопасности. В переходный период достигнута фактическая экономия топлива (около 40% в количестве использованных ТВС при достижении энерговыработки в 12000 МВт·сут и около 20% в использовании высокообогащенного урана).

### **Литература**

1. Цыканов В.А., Святкин М.Н., Клинов А.В., Старков В.А. Модернизация активной зоны реактора СМ/Международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии» (Димитровград, 25-29 июня 2001 г.): Сборник докладов. Т. 2. Ч. 1. – Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2002. – С. 3-16.
2. Клинов А.В., Цыканов В.А., Старков В.А., Пименов В.В. и др. Модернизация активной зоны реактора СМ для решения задач материаловедения//Атомная энергия. – 2002. – Т. 93. – № 3. – С. 167.
3. Малков А.П., Краснов Ю.А. Петелин А.Л. Методические особенности и результаты экспериментальных исследований физических характеристик реактора СМ при переходе на новое топливо//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – № 4. – С. 79-85.
4. Цыканов В.А., Клинов А.В., Старков В.А. Основные итоги первого этапа модернизации активной зоны реактора СМ//Атомная энергия. 2007. – Т. 102. – Вып. 2. – С. 86-92.
5. Калинина Н.К., Старков В.А., Клинов А.В., Мельдер Р.Р. Результаты испытаний твэлов реактора СМ с повышенным содержанием  $^{235}\text{U}$  при средних и максимальных тепловых нагрузках/Отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2004 г. НИИАР. – С. 18-19.
6. Цыканов В.А., Чертков Ю.Б., Старков В.А., Федосеев В.Е. и др. Реакторные испытания ТВС с повышенной загрузкой урана в активной зоне реактора СМ/Отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2004 г. НИИАР. – С. 20-23.
7. Бурукин В.Л., Клинов А.В., Старков В.А. и др. Результаты исследований в обоснование работоспособности ураноемкого твэла реактора СМ/Сб. тр. (ежеквартальный сборник научных статей) ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР». – 2003. – Вып. 2. С. 35-46.
8. Цыканов В.А., Старков В.А., Чечеткина З.И., Новоселов А.Е. и др. Оценка работоспособности твэлов реактора СМ с увеличенным содержанием урана/Сб. докл. международной конф. «Исследовательские реакторы в XXI в.» (Москва, НИИЭТ. 21-24 июня 2006 г.).
9. Чечеткина З.И., Старков В.А., Новоселов А.Е. и др. Комплекс исследований твэлов реактора СМ в обоснование их эксплуатации при повышенных параметрах/Отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2006 г. НИИАР. – С. 36.
10. Цыканов В.А., Чечеткина З.И., Старков В.А., Чертков Ю.Б. и др. Основные результаты исследований твэлов реактора СМ с повышенным содержанием урана/ Сб. тр. (ежеквартальный сборник научных статей) ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР». – 2005. Вып. 3. – С. 3-20.
11. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Описание применения и инструкция для пользователя программой MCU-RFFI расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов/Препринт ИАЭ-5837/5. – М.: ИАЭ, 1994.
12. Бестужева И.В., Чертков Ю.Б., Старков В.А. и др. Усовершенствованная расчетная модель реактора СМ и результаты ее тестирования/Отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2003 г. НИИАР. – С. 17-19.
13. Алферов В.П., Краснов Ю.А., Малков А.П., Старков В.А., Чертков Ю.Б., Щуровская М.В. Особенности расчетного сопровождения эксплуатации реактора СМ/Тез. докл. XII семинара по проблемам физики реакторов (Москва, 2-6 сентября 2002 г.). – С.138-140.
14. Клинов А.В., Старков В.А., Чертков Ю.Б. Изменение характеристик активной зоны реактора СМ при изменении положения регулирующих органов//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 4. – С. 55-63
15. Краснов Ю.А., Малков А.П., Пименов В.В., Пименова О.В. Расчетно-экспериментальные исследования распределения энерговыделения в активных зонах реакторов СМ и РБТ/Сборник трудов. – Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2002. – Вып. 3. – С. 52-63.

Поступила в редакцию 8.08.2011

# ОПЫТНЫЙ ОБРАЗЕЦ ПРИБОРА ИВА-М ДЛЯ КОНТРОЛЯ ВОДОРОДА В НАТРИЕВОМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ

**В.В. Алексеев, Г.П. Сергеев, П.С. Козуб, В.В. Матюхин, А.П. Сорокин**  
ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Разработан опытный образец прибора для контроля водорода в натрии ИВА-М, который включает в себя первичный преобразователь от индикатора ИВА-1У (высоковакуумный блок с никелевой мембраной и магниторазрядным насосом НМД-0,0063, дополнительно оборудованным терmostатом), конструктивно усовершенствованные натриевые блок с рекуператором и блок градуировки.

Выбранная конструкция технологического (натриевого) блока для ИВА-М имеет номинальный расход натрия  $0,1 \text{ м}^3/\text{ч}$ , существенно меньшие габариты и уменьшенное примерно в три раза транспортное время в натриевом тракте по сравнению с ИВА-У.

Изготовлен и испытан на натриевом стенде ЦУ-3М опытный образец прибора ИВА-М.

Испытания опытного образца прибора ИВА-М показали соответствие его характеристик показателям, предусмотренным техническим заданием на разработку прибора.

**Ключевые слова:** парогенератор натрий-вода, контроль водорода, чувствительность, проницаемость, мембрана, натриевый стенд.

**Key words:** sodium-water steam generator, hydrogen monitoring, sensitivity, permeability, membrane, sodium loop.

Безопасность эксплуатации ПГ обеспечивается системой аварийной защиты (САЗ), важной составляющей которой является подсистема обнаружения малых течей. Специфика разрушения конструкционных материалов и аварийных процессов при течах воды в натрий требует обнаружения возникающих течей на максимально ранней их стадии и использования высокочувствительных и малоинерционных устройств [1].

Наиболее подходящими для своевременного обнаружения таких течей являются устройства с концентрационными датчиками, в частности, индикаторы водорода в натрии с датчиками на основе магниторазрядного насоса и водородопроницаемой мембранны [2, 3]. Индикаторы этого типа были разработаны во многих странах: США, Франции, Германии, Японии.

Индикатор водорода в натрии ИВА-1У на основе промышленного магниторазрядного насоса НМД-0,0063 был разработан для АЭС БН-600 и БН-350. Он хорошо зарекомендовал себя при эксплуатации и успешно эксплуатируется в настоящее время на БН-600. Первые опытные индикаторы такого типа с магниторазрядным

насосом НМД0-0,01 использовались на установке БН-350 с 1975 г. Первая промышленная партия датчиков с этим насосом ~ 50 шт. использовалась в начале эксплуатации и на установке БН-600 [4, 5]. Вторая промышленная партия датчиков с насосом НМД-0,0063 начала внедряться на БН-600 с 1985 г. и работает до настоящего времени. Наработка большинства датчиков уже превышает 20 лет, а достигнутая в условиях БН-600 чувствительность составляет 0,01–0,02 млн<sup>-1</sup>.

Новая разработка прибора для контроля водорода в натрии ИВА-М выполнена по схеме аналогичной индикатору ИВА-1У (рис. 1), и обеспечивает все его функции, включая возможность оперативной проверки чувствительности с помощью дозировки водорода.

## ОПИСАНИЕ ИВА-М

Таблица 1

### Основные показатели ИВА-М

Номинальный расход натрия через прибор, м <sup>3</sup> /ч	0,1
Расход натрия, м <sup>3</sup> /ч	0,02–0,12
Время транспорта натрия от точки врезки до мембранны датчика при номинальном расходе натрия, с	3,5
Габариты ИВА-М вместе с электронным блоком датчика водорода, не более, м	0,9×0,6×0,6
Рабочий диапазон измерения концентрации водорода в натрии, млн <sup>-1</sup>	0,03–0,5
Максимальная рабочая концентрация водорода в натрии, млн <sup>-1</sup>	5,0
Рабочая температура никелевой мембранны датчика, °C	500±2
Рабочая температура никелевой мембранны датчика при концентрации 0,5–5 млн <sup>-1</sup>	(350–450)±2
Температура натрия на входе при эксплуатации и пусковом режиме ПГ, °C	250–490
Рабочая температура насоса НМД-0,0063, °C	60±2
Диапазон абсолютной чувствительности (коэффициент чувствительности K), мкА/млн <sup>-1</sup>	от 25 до 200
Пределы допускаемой относительной погрешности определения абсолютной чувствительности, не более, %	±15
Порог чувствительности по водороду в натрии, млн <sup>-1</sup>	0,01
Предел основной допускаемой относительной погрешности измерения концентрации водорода в натрии, не более, %	±15
Постоянная времени датчика водорода, не более, с	15
Рабочее давление натрия, Па (кгс/см <sup>2</sup> )	< 6,9·10 <sup>5</sup>
Терmostат для магниторазрядного насоса датчика водорода обеспечивает автоматическое поддержание температуры, °C	60±2
Датчик с насосом НМД-0,0063:	
– напряжение питания постоянного тока, кВ	4,5
– пределы допускаемой относительной погрешности измерения напряжения питания, не более, %	±1
– диапазон измерений тока, мкА	от 1 до 1000
– пределы допускаемой относительной погрешности измерения тока, не более, %	±1

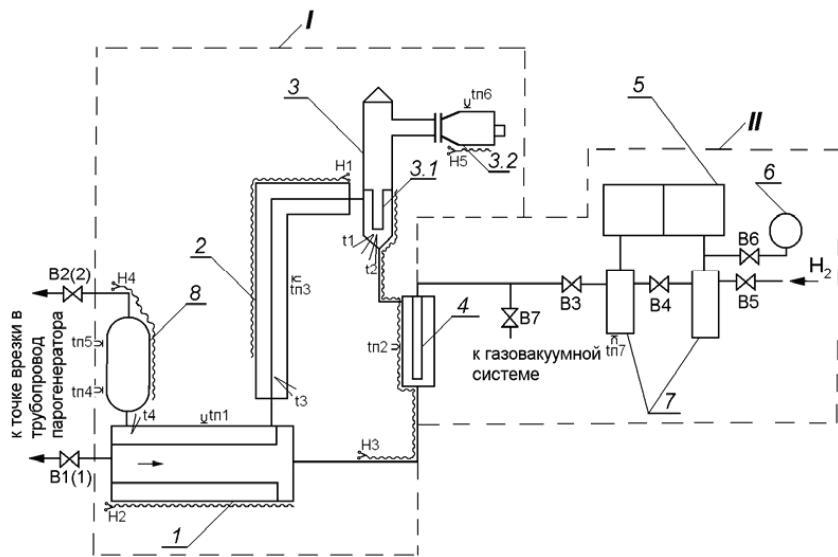


Рис. 1. Технологическая схема ИВА-М: I – блок измерения содержания водорода в натрии; 1 – рекуператор; 2 – основной нагреватель; 3 – первичный преобразователь-датчик водорода (высоковакуумный блок); 3.1 – никелевая мембрана; 3.2 – магниторазрядный насос

II – блок градуировок:

4 – узел с никелевой мембранный дозатора водорода; 5 – дифференциальный манометр «Метран»; 6 –мановакуумметр; 7 – мерные сосуды; 8 – электромагнитный насос-расходомер

Нагреватели:

H1 – основной; 1,2 кВт, 48 В, 500°C; H2 – рекуператор; 1,2 кВт, 48 В, 500°C; H3 – участок рекуператор-основной нагреватель; 0,35 кВт, 48 В, 250°C; H4 – выходные линии с ЭМН-расходомером; 1,0 кВт, 48 В, 250°C; H5 – терmostат для насоса; 0,15 кВт, 48 В, 60°C

### Принцип действия

Первичным преобразователем прибора ИВА-М является высоковакуумный блок, содержащий водородопроницаемую никелевую мембрану, вакуум-провод и магниторазрядный насос. Одна сторона мембраны омывается потоком натрия, а вторая – вакуумируется магниторазрядным насосом. Водород, поступающий через мембрану в вакуумную полость, откачивается магниторазрядным насосом. Процесс откачки сопровождается ионизацией водорода в межэлектродном пространстве насоса, и в цепи питания насоса протекает электрический ток, являющийся выходным сигналом. Величина тока зависит от величины потока водорода и, соответственно, от концентрации водорода в натрии. Количественная связь между током насоса и концентрацией водорода в натрии определяется экспериментально при периодическом проведении градуировок ИВА-М с помощью блока градуировки, входящего в его состав.

При возникновении течи воды в натрий концентрация водорода в нем повышается, что приводит к росту тока насоса, на основании анализа которого может быть сформирован сигнал течи.

Для уменьшения воздействия факторов, влияющих на величину выходного сигнала и способных привести к ухудшению чувствительности, в устройстве ИВА-М введены стабилизация рабочей температуры мембранны и напряжения питания магниторазрядного насоса.

### Конструктивное устройство

#### Технологическая часть

Принципиальная схема технологической части ИВА-М показана на рис. 1, компоновочная схема – на рис. 2. В состав ИВА-М входят блоки

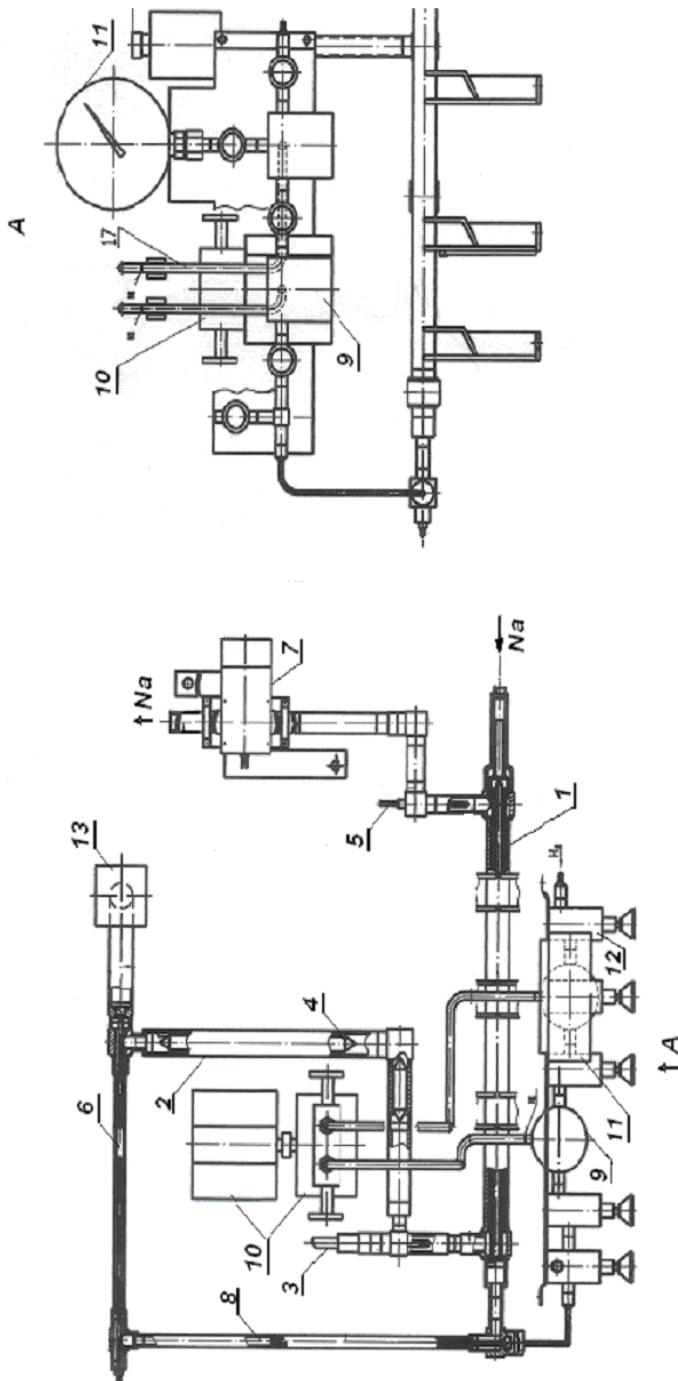


Рис. 2. Компоновочная схема технологической части ИВА-М: 1 – регулятор; 2 – регулируемый основной нагреватель; 3 – термопара; 4 – вытеснитель; 5 – термопарный карман; 6 – водородпроницаемая мембра; 7 – насос-расходомер электромагнитный; 8 – водородпроницаемая мембра; 9 – мерный сосуд для водорода; 10 – дифманометр «Метран»-22-ВН-ДД-2410\_АС-0,2-0,25 кПа-4; 11 – вентиль; 12 – вентиль давления; 13 – магниторазрядный насос НМД-0,0063

- измерения содержания водорода в натрии;
- градуировки.

Циркуляция натрия в ИВА-М осуществляется индивидуальным электромагнитным насосом. Натрий входит по внутренней трубе рекуператора, далее омывает мембрану дозатора водорода, мембрану датчика, подогревается в автоматически регулируемом нагревателе и по наружному межтрубному пространству рекуператора электромагнитным насосом-расходомером возвращается в основной натриевый контур к точке врезки в трубопровод парогенератора.

Блок градуировки состоит из двух мерных емкостей 7, заполненных водородом и разделенных отсечным вентилем В4. Между емкостями подсоединен диффманометр 5. При градуировках водород через вентиль В3 и мембрану дозатора 4 поступает в поток натрия, протекающий в контуре ИВА-М. Водород подают из левой емкости, а его расход определяют по времени достижения заданного перепада давления между емкостями.

### Электрическая часть, КИП и А

В состав электрической части ИВА-М входят

- основной нагреватель натриевого блока, работающий постоянно в режиме поддержания заданной температуры натрия в районе никелевой мембранны датчика;
- нагреватели предварительного разогрева, работающие в режиме позиционного регулирования при пусках ИВА-М:
  - рекуператора;
  - участка с мембранны дозатора и мембранны датчика;
  - участка расходомера и электромагнитного насоса;
  - термостата магниторазрядного насоса;
- источники питания нагревателей;
- источник питания электромагнитного насоса.

Для питания нагревателей используются понижающие трансформаторы на 48 В, а для поддержания заданных температур – многоканальный регулятор ТЕРМОДАТ.

Электрическая и функциональная схема КИП и А включает в себя

- питание магниторазрядного насоса датчика, контроль тока насоса, преобразование в нормированный сигнал и передачу информации на персональный компьютер;
- контроль температур натриевого тракта, рабочих участков, емкости дозатора водорода, термостата магниторазрядного насоса;
- питание электромагнитного насоса; контроль, регулировку и поддержание расхода натрия при работе на номинальном режиме и при проведении градуировок;
- контроль давлений в системе дозирования водорода и передачи информации в ПК для расчета градуировочных характеристик.

В состав КИП и А ИВА-М входят

- магниторазрядный насос НМД-0,0063;
- электронный блок (многофункциональное устройство для питания магниторазрядного насоса и измерения тока насоса);
- термоэлектрические преобразователи (погружные и поверхностные);
- термометр сопротивления для контроля температуры емкости дозатора водорода;
- электромагнитный насос-расходомер;
- дифференциальный манометр типа «Метран-22ДД» для контроля разности давлений в мерных сосудах;
- мановакууметр МО-160 или «Метран-22ДНВ» для контроля разряжения и полного давления водорода в блоке градуировки;

- термоэлектрический преобразователь для контроля температуры в термостате насоса НМД-0,0063.

Электронный блок обеспечивает питание насоса НМД-0,0063 стабилизированным напряжением  $+4,5 \text{ кВ} \pm 1\%$ , измерение тока насоса в диапазоне 0–1000 мкА.

Аппаратура для управления нагревателями и насосом, а также вторичные приборы для насоса НМД-0,0063, измерений расхода натрия по петле, температуры участков обогрева, давления в системе дозирования водорода размещается на отдельной панели или стойке. Блок питания электромагнитного насоса для снижения электрических потерь располагается вблизи шин насоса.

Электромагнитный насос был усовершенствован для выполнения одновременно функции расходомера натрия с тем же классом точности, что и разработанный индивидуальный расходомер, что позволило исключить последний из состава ИВА-М. Испытания электромагнитного насоса-расходомера успешно проведены на установке «Лира».

Для питания электромагнитного насоса используется специальный источник тока «ИСТОК-350». Прибор рассчитан на питание от стандартной однофазной сети 220–240 В, 50–60 Гц с параметрами в соответствии с ГОСТ В 23394-78.

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ ОПЫТНОГО ОБРАЗЦА НА НАТРИЕВОМ СТЕНДЕ

Расположение технологической части ИВА-М на стенде ЦУ-3М представлено на рис. 3.

Испытания проводились в натрии, очищенном холодной ловушкой до уровня примесей в натрии, не превышающего их растворимостей при температуре натрия на выходе холодной ловушки 120°C.

Выполнена дозировка водорода в натрий с помощью устройства градуировки ИВА-М. Определение градуировочной характеристики (абсолютной чувствительности  $K$ ) путем изменения приращений концентрации водорода в потоке натрия на входе в высоковакуумный блок ИВА-М (определяемых по отношениям потоков дозированного водорода к расходу через ИВА-М) проводилось при работающей холодной ловушке с температурой на ее выходе ~ 120°C.

По результатам дозировок водорода в натрий определена градуировочная характеристика ИВА-М (рис. 4):

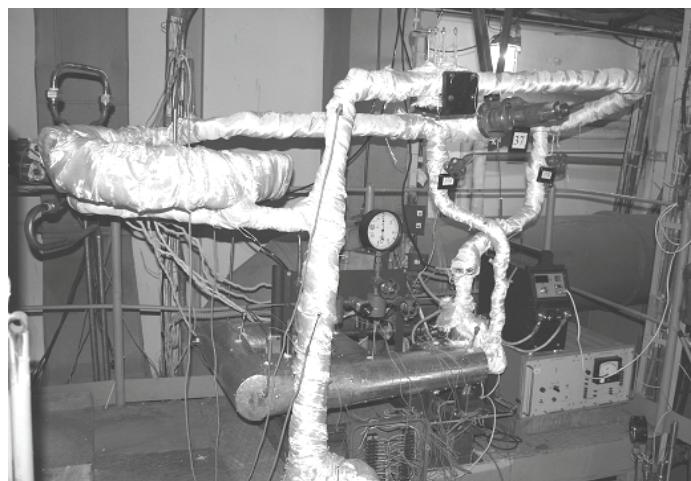


Рис. 3. Технологическая часть ИВА-М на стенде ЦУ-3М

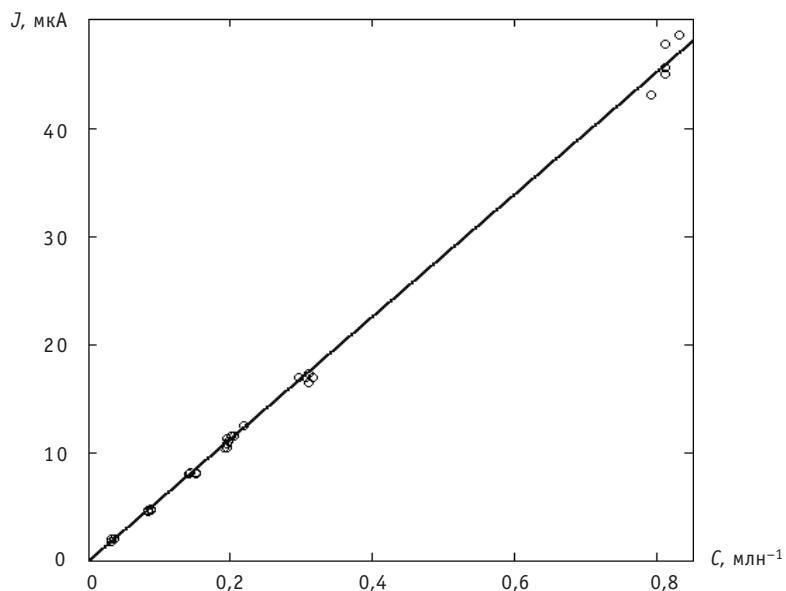


Рис. 4. Градуировочная характеристика ИВА-М

$$J, \text{ мкA} = (56,5 \pm 0,6) \cdot C_{H_2} (\text{млн}^{-1}).$$

Шумы тока магниторазрядного насоса не превышали чувствительности измерительного блока 0,1 мкА. При этом обеспечивается порог чувствительности  $< 0,01$  млн $^{-1}$ .

Получена зависимость сигнала ИВА-М при изменении концентрации водорода в натрии (рис. 5). Постоянная времени (63% от установившегося сигнала) – 10 с.

Контрольные испытания опытного образца прибора ИВА-М показали соответствие его характеристик показателям, предусмотренным техническим заданием на разработку прибора.

Сравнение основных технических характеристик индикаторов ИВА-1У и ИВА-М представлено в табл. 2.

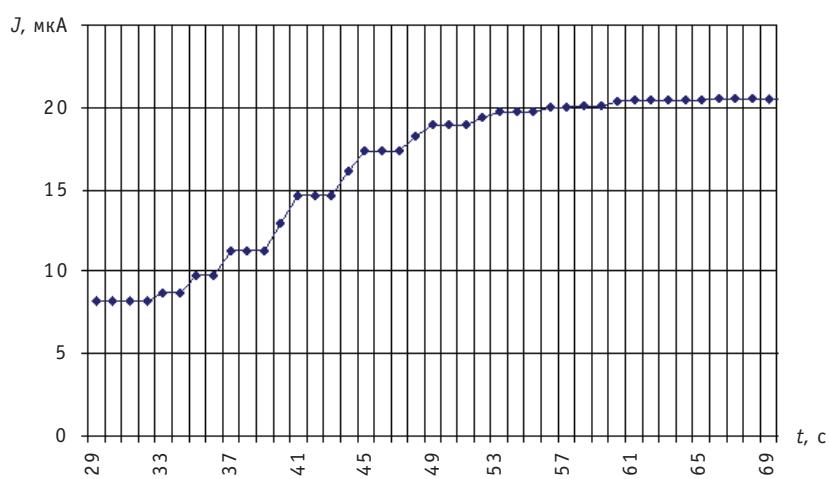


Рис. 5. Сигнал ИВА-М при изменении концентрации водорода в натрии

Таблица 2

**Основные технические характеристики индикаторов ИВА-1У и ИВА-М**

Характеристика	ИВА-1У	ИВА-М
Контролируемая среда	Натрий	Натрий
Температура среды, °C	250–550	250–550
Срок службы, не менее, лет (в течение срока службы допускается применение операции по восстановлению порога чувствительности при длительности этих операций не более 8 ч и средней периодичности не более трех раз в год)	6, фактически 15–20	20
Составляющие индикатора	Датчик (вакуумный блок), натриевый и электронный блоки	Датчик (вакуумный блок), натриевый и электронный блоки
Электронный блок	УМ-0,1	УМ-0,1 Выполняется новая разработка
Порог чувствительности по водороду в натрии, не более, $\text{млн}^{-1}$ (чувствительность, не менее, $25 \text{ мкA}/\text{млн}^{-1}$ )	0,1 (по ТУ)	0,01
Время реакции (постоянная времени датчика) при температуре мембранны 500°C, не более, с	15	10
Условия поверки (калибровки) (относительная погрешность градуировок не более 15%)	Автономная система проверки чувствительности и градуировок (он-лайн)	Автономная система проверки чувствительности и градуировок (он-лайн)
Дополнительные возможности	Контроль уровня водорода в контуре	Контроль уровня водорода в контуре
Рабочий диапазон содержания водорода в натрии, $\text{млн}^{-1}$ (в аварийных ситуациях допускается повышение содержания водорода до 5 $\text{млн}^{-1}$ )	0,03–0,5	0,03–0,5
Рабочая температура диффузионной мембранны датчика, °C	$(400–500)\pm2$	$(400–500)\pm2$
Рабочее давление, МПа	0,6	0,6
Рабочий расход натрия, $\text{м}^3/\text{ч}$	0,8	0,1
Габариты, м	$1,84\times0,64\times1,35$	$0,6\times0,6\times0,9$
Масса, кг	300	$\approx 50$

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

1. Разработан опытный образец прибора для контроля водорода в натрии ИВА-М, который включает в себя первичный преобразователь (высоковакуумный блок с никелевой мембраной и магниторазрядным насосом НМД-0,0063, оборудованный термостатом), конструктивно усовершенствованные натриевый блок с рекуператором и блок градуировок. Теплообменник-рекуператор и основной нагреватель по сравнению с применяемыми в индикаторе ИВА-1У существенно упрощены. Максимальная мощность основного нагревателя снижена с 8 до 1,2 кВт.

2. Проведены расчетно-экспериментальные исследования по обоснованию и оптимизации параметров и конструкции технологического (натриевого) блока для

ИВА-М. Выбранный вариант конструкции имеет номинальный расход натрия  $0,1 \text{ м}^3/\text{ч}$  и существенно меньшие габариты ( $0,9 \times 0,6 \times 0,6 \text{ м}$ ) и вес, а также уменьшенное примерно в три раза транспортное время в натриевом тракте по сравнению с ИВА-У.

3. Для расширения возможностей применения ИВА-М в его состав включен индивидуальный электромагнитный насос. Разработана усовершенствованная конструкция этого насоса, одновременно выполняющего функцию расходомера. Электромагнитный насос-расходомер обеспечивает возможность проведения градуировок и оперативной проверки характеристик ИВА-М в диапазоне расходов натрия  $\leq 0,1 \text{ м}^3/\text{ч}$  и с классом точности не хуже 2,5.

4. Изготовлен опытный образец прибора ИВА-М, установлен и испытан на экспериментальном натриевом стенде ЦУ-ЗМ. Испытания опытного образца ИВА-М показали соответствие его характеристик показателям, предусмотренным техническим заданием на разработку прибора.

### **Литература**

1. Поплавский В.М., Козлов Ф.А. Безопасность парогенераторов натрий-вода – М.: Энергоатомиздат, 1990.
2. Ford I.A., Chamberlain N.V., Coleman I.H. Leak Detection in Sodium – Heated Steam Generators // IAEA-SM-130-57, International Conference. – Monaco. – March, 1969.
3. Патент США № 368272 кл. 424-33, август 1972.
4. Козлов Ф.А., Егоров В.А., Козуб П.С. и др. Индикатор водорода для контроля герметичности парогенераторов натрий-вода // Атомная энергия. – 1985. – Т. 58. – Вып. 6. – С. 422-425.
5. Козлов Ф.А., Егоров В.А., Козуб П.С. и др. Опыт эксплуатации индикатора водорода в натрии на БН-350 и БН-600 // Атомная энергия – 1988. – Т. 64. – Вып. 3. – С. 227-229.

Поступила в редакцию 8.08.2011

# ОЦЕНКА РИСКА ДЛЯ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ С РЕАКТОРАМИ ТИПА РБМК

**Р.Т. Исламов\*, А.А. Деревянкин\*, И.В. Жуков\*, М.А. Берберова\*,**

**С.С. Дядюра\*\*, Ю.А. Мардашова\*\*, Р.Ш. Кальметьев\*\***

*\*Международный центр по ядерной безопасности, г. Москва*

*\*\*Московский физико-технический институт (государственный университет),  
г. Москва*



Проведена сравнительная оценка риска для атомных электростанций с реакторами типа РБМК. Представлены результаты расчетов показателей риска для паспортов безопасности Курской атомной электростанции, которые в соответствии с Российским законодательством должен иметь каждый опасный объект. Результатом работы является оценка систем показателей риска в натуральных и экономических показателях – диаграммы социального риска ( $F/N$ -диаграммы) и материального ущерба ( $F/G$ -диаграммы) для Курской атомной электростанции.

**Ключевые слова:** оценка риска, безопасность, атомная электростанция, реактор, РБМК, паспорт безопасности.

**Key words:** risk assessment, safety, NPP, reactor, RBMK, safety passport.

Безопасность атомных электростанций, как и любых других опасных объектов, имеет стохастическую природу и обусловлена внутренними и внешними явлениями природного и техногенного характера. Вероятностным характеристикам безопасности атомных электростанций соответствуют риски, связанные с авариями на атомных электростанциях и другими чрезвычайными ситуациями техногенного и природного характера с непосредственными и отдаленными последствиями для населения и сверхнормативным загрязнением окружающей среды [1].

В статье в качестве примера атомных электростанций с реакторами типа РБМК и ВВЭР рассматриваются соответственно Курская и Ростовская атомные электростанции.

Методология вероятностной оценки риска основана на методологии вероятностного анализа безопасности атомных электростанций [1, 2]. Методический подход, используемый в статье, основан на модели деревьев отказов и деревьев событий. Он обладает развитой методической базой, обширной базой данных и обеспечен множеством верифицированных расчетных программ. Его основные положения к оценке риска включают в себя детерминистический анализ безопасности; выявление слабых мест проекта, увеличивающих вероятность повреждения активной зоны; учет мер по управлению авариями и ликвидации последствий ава-

© Р.Т. Исламов, А.А. Деревянкин, И.В. Жуков, М.А. Берберова, С.С. Дядюра, Ю.А. Мардашова, Р.Ш. Кальметьев, 2011

рии; критерии приемлемости риска; разработку мероприятий по повышению безопасности атомных электростанций.

Общая процедура проведения оценок риска включает в себя три последовательные стадии [3].

1. Анализ опасности природного и техногенного характера, ошибок персонала атомных электростанций, отказов оборудования и систем, разрушения зданий и сооружений на атомных электростанциях вследствие внешних и внутренних экстремальных воздействий. Целью анализа является определение вероятностей (частот) радиоактивных выбросов в окружающую среду в соответствии с принятыми категориями потенциальных ущербов (соответствует вероятностному анализу безопасности первого и второго уровней для атомных электростанций).

2. Оценка (на основании результатов п. 1) показателей риска причинения ущерба жизни и здоровью физических лиц (населению и персоналу атомных электростанций), имуществу физических и юридических лиц (населению, эксплуатирующей организации атомных электростанций, другим юридическим лицам) в натуральных показателях в соответствии с принятыми категориями потенциальных ущербов (соответствует вероятностному анализу безопасности третьего уровня для атомных электростанций). Натуральными показателями ущерба являются дозовые нагрузки; количества детерминированных и стохастических эффектов облучения; концентрации радиоактивных веществ на территории атомных электростанций и за пределами санитарно-защитной зоны.

3. Оценка (на основании результатов п. 2) показателей риска причинения ущерба жизни и здоровью физических лиц (населению и персоналу атомных электростанций), имуществу физических и юридических лиц в соответствии с принятыми категориями потенциальных ущербов в экономических показателях. Экономическими показателями ущерба являются затраты на превентивные меры по предупреждению или уменьшению потенциального ущерба здоровью населения и персонала атомных электростанций; выплата возмещений за смерть, лечение, потерю имущества физических и юридических лиц.

Для выполнения количественной оценки интегрального (от всех возможных аварий) риска необходимо знать вероятности (частоты) возникновения опасных ситуаций  $F$ , уровень соответствующих опасных воздействий на людей  $D$  (например, возможный уровень доз радиации) и коэффициент  $k$ , связывающий вероятность (частоту) гибели людей с опасными воздействиями (например, гибели от раковых заболеваний при дозе 1 Зв). Тогда интегральный индивидуальный риск определяется по формуле [3]

$$R = \int kD(x)dF(x) < R_a,$$

где  $x$  – параметр интегрирования;  $R_a$  – нормативный показатель [4].

Целью оценок риска является разработка рекомендаций по повышению безопасности атомных электростанций (управления риском) на основании анализа результатов оценок риска, включающего в себя определение доминантных вкладчиков в риск, анализ значимости, чувствительности и неопределенностей результатов оценки. Основной вклад в риск могут вносить отказы оборудования и систем безопасности, отказ по общим причинам и ошибки персонала. Определение доминантного вкладчика позволяет обозначить наиболее слабые места в проектных решениях и технологических процессах на атомных электростанциях. Значимость вклада в риск атомных электростанций определяется его местом в интегрированной логической структуре модели объекта, а также вероятностью возникновения опасной ситуации.

Анализ чувствительности проводится для оценки изменения частоты повреждения оборудования атомных электростанций при замене базовых событий вероятностного анализа (действия оператора, работа оборудования и др.). Он позволяет использовать результаты вероятностного анализа как средство исследования возможных мер снижения риска (обосновать финансовые расходы на модернизацию атомных электростанций).

Есть два основных класса неопределенности результатов: вероятностный и детерминистический. Каждый из них в свою очередь подразделяется на два типа: неопределенность параметров модели и неопределенность модели. Неопределенность вероятностной модели может быть оценена с помощью критериев Фишера и хи-квадрат [2]. Неопределенность параметров вероятностной модели может быть оценена методом аналитико-статистического моделирования [5]. Неопределенность детерминистической модели может быть оценена методом стохастической аппроксимации детерминистической модели [6]. Неопределенность параметров детерминистической модели может быть оценена методами Монте-Карло, латинского гиперкуба и др. [2].

В общем случае анализ риска атомных электростанций для управления их безопасностью заключается в построении множества сценариев возникновения и развития возможных аварий с последующей оценкой частот реализации и определением масштабов последствий каждой из этих аварий. В статье в рамках разработки паспорта безопасности Курской атомной электростанции риск оценивается для двух сценариев развития аварии – наиболее опасного и наиболее вероятного.

В качестве наиболее опасного сценария для Курской атомной электростанции выбрана авария с инициирующим событием «потеря технической воды», а в качестве наиболее вероятного сценария – «средняя течь по пару».

На основании результатов оценки риска были разработаны диаграммы социального риска ( $F/N$ -диаграмма) – рис. 1 и материального ущерба ( $F/G$ -диаграмма) – рис. 2.

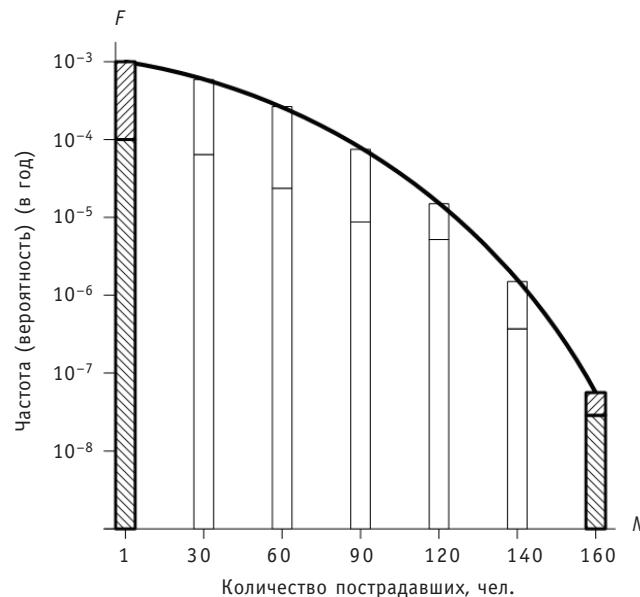


Рис. 1. Пример диаграммы социального риска ( $F/N$ -диаграммы) для Курской атомной электростанции:  
 – рассчитанные данные;  – неопределенность параметров;  – данные, которые будут рассчитаны в дальнейшем;  – пример диаграммы материального ущерба

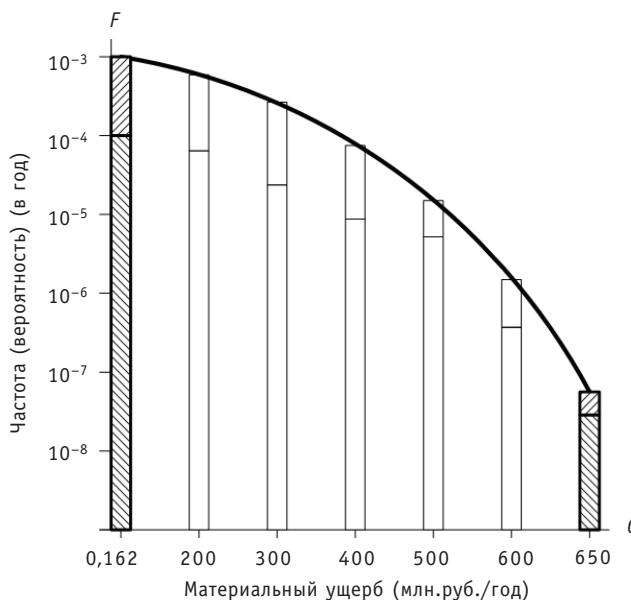


Рис. 2. Пример диаграммы материального ущерба ( $F/G$ -диаграммы) для Курской атомной электростанции:  
 — расчитанные данные; — неопределенность параметров; — данные, которые будут  
 рассчитаны в дальнейшем; — пример диаграммы материального ущерба

Для оценки радиационного воздействия аварийных выбросов и планирования аварийных мероприятий использовались количественные показатели зависимости численности населения от расстояния и направления от атомной электростанции. Плотность населения вне 30-километровой зоны принята средней для региона Курской атомной электростанции.

В расчетах приняты следующие параметры: скорость ветра при аварии соответствует среднегодовой; категория устойчивости погоды по Пасквиллу – D (нейтральные условия); вымывание радиоактивной примеси из облака отсутствует; шероховатость подстилающей поверхности земли 0,1 м.

Выброс радиоактивных веществ в окружающую среду считается кратковременным, дополнительный подъем облака вследствие плавучести не учитывается. При оценке учитываются три пути облучения населения: от радиоактивного облака, загрязненной поверхности земли и в результате попадания радионуклидов в организм при ингаляции.

Результатом оценки радиационных последствий аварии (для среднестатистического взрослого человека со средней радиочувствительностью) являются поглощенная и годовая эффективная дозы облучения. По значениям этих доз определяется возможность возникновения детерминированных и стохастических эффектов.

При оценке радиационных последствий для персонала атомной электростанции принято, что авария происходит в момент начала работы максимальной дневной смены. Под максимальной дневной сменой понимается смена с максимальным количеством персонала, находящегося на площадке атомной электростанции. Для Курской атомной электростанции максимальная дневная смена составляет 3400 человек.

При оценке показателей риска аварии на Курской атомной электростанции рассмотрены только ядерные и радиационные факторы. Последствия пожаро- и взрывоопасных рисков, а также токсических рисков не рассматривались. Не учитывались также особенности военного времени (боевых действий) и террористических проявлений (диверсий).

При определении показателей степени риска для персонала и населения применяются следующие понятия:

- возможное число погибших – число людей, доза облучения которых приводит к ранним детерминированным эффектам (ранним смертям);
- возможное число пострадавших – число людей, доза облучения которых приводит к отсроченным стохастическим эффектам (отсроченным смертям);
- индивидуальный риск для персонала объекта – риск с учетом частоты реализации аварийного сценария;
- индивидуальный риск для населения на прилегающей территории – риск с учетом частоты реализации аварийного сценария;
- коллективный риск – ожидаемое число пострадавших (погибших) людей (персонала и населения) с учетом частоты реализации аварийного сценария.

Расчетные исследования оценок риска ранних и отсроченных случаев смертей на разных расстояниях от источника аварийного выброса (вместе с информацией о загрязнении поверхности земли и распределении плотности населения) позволяют оценить площадь земли, временно и полностью выведенной из землепользования; количество ранних ( $N_p$ ) и отсроченных из-за стохастических эффектов ( $N_{ct}$ ) случаев смертей среди населения; коллективную дозу облучения населения ( $E_c$ ).

Риск летального исхода – это произведение частоты категории выбросов радиоактивных веществ на количество летальных исходов, определенное для данной категории выбросов радиоактивных веществ [7].

Таким образом определяются

- риск ранних случаев смертей  $R_{p_i} = N_{p_i} f_i$  для каждого аварийного сценария с частотой  $f_i$ , чел./реактор-год;
- риск отсроченных случаев смертей  $R_{ct_i} = N_{ct_i} f_i$  для каждого аварийного сценария с частотой  $f_i$ , чел./реактор-год;
- общий риск случаев смертей  $R_{\Sigma_i} = R_{p_i} + R_{ct_i}$  для каждого аварийного сценария с частотой  $f_i$ , чел./реактор-год;
- риск коллективной дозы  $R_{E_c} = E_c f_i$  для каждого аварийного сценария с частотой  $f_i$ , чел.-Зв/реактор-год;
- риск загрязнения земли, временно запрещенной к использованию, для каждого аварийного сценария с частотой  $f_i$ , га/реактор-год;
- риск загрязнения земли, выведенной из землепользования, для каждого аварийного сценария с частотой  $f_i$ , га/реактор-год.

В общем случае в перечень итоговых данных, полученных в результате проведения количественных оценок риска для атомной электростанции, рекомендуется включать следующие расчетные показатели: количество и риск ранних и отдаленных смертей среди персонала и населения, экономический ущерб в результате причинения вреда жизни и здоровью населения, затраты на эвакуацию и переселение населения. Пример оценки радиационного риска приведен в табл. 1. Пример оценки социально-экономических последствий радиационных аварий приведен в табл. 2.

Обобщенная оценка риска отражает состояние промышленной безопасности при возможных авариях с указанием интегрального индивидуального риска гибели персонала атомной электростанции (группа А) и производственной площадки атомной электростанции (группа Б), а также состояние безопасности отдельных лиц из населения и коллективный риск гибели людей вследствие аварий.

Таблица 1

**Пример оценки радиационного риска от возможных аварий на Курской атомной электростанции**

Показатель	Авария	
	Запроектная – наиболее опасный сценарий	Проектная – наиболее вероятный сценарий
Частота, 1/год	$4,0 \cdot 10^{-8}$	$1,0 \cdot 10^{-4}$
Средняя индивидуальная эффективная доза, Зв		
Персонал	$1,0 \cdot 10^{-2}$	$1,0 \cdot 10^{-5}$
Население	$1,5 \cdot 10^{-3}$	$4,0 \cdot 10^{-7}$
Индивидуальный риск смерти на одну аварию (отдаленные эффекты), 1/год		
Персонал	$5,0 \cdot 10^{-4}$	$5,0 \cdot 10^{-7}$
Население	$7,5 \cdot 10^{-5}$	$2,0 \cdot 10^{-8}$
Индивидуальный риск смерти с учетом частоты инициирующих событий, 1/год		
Персонал	$2,0 \cdot 10^{-11}$	$5,0 \cdot 10^{-11}$
Население	$3,0 \cdot 10^{-12}$	$2,0 \cdot 10^{-12}$

Таблица 2

**Пример оценки социально-экономического риска от возможных аварий на Курской атомной электростанции**

Показатель	Авария	
	Запроектная – наиболее опасный сценарий	Проектная – наиболее вероятный сценарий
Частота, 1/год	$4,0 \cdot 10^{-8}$	$1,0 \cdot 10^{-4}$
Численность, чел.		
Персонал	7 368	7 368
Население	1 365 132	1 365 132
Коллективная доза, чел.-Зв		
Персонал	740	$7,4 \cdot 10^{-2}$
Население	2090	0,48
Ущерб, млн. руб.		
Персонал	22,2	$2,2 \cdot 10^{-2}$
Население	627	0,14

Разработанная система методик оценки показателей риска может быть использована для управления рисками промышленных объектов Госкорпорации «Росатом», а также в других областях промышленности.

**Литература**

1. PRA Procedures Guide: A Guide To The Performance Of Probabilistic Risk Assessment For Nuclear Power Plants. – NUREG/CR-2300. – January, 1983.
2. Papushkin V., Islamov R., Volkov A. Development of Standard Probabilistic Risk Assessment (PRA) Procedure Guide. System modelling. – NSI-Predraft-Report-1999. – Russian Academy of Science, Nuclear Safety Institute. – January 1999.

## БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

3. *Исламов Р.Т., Деревянкин А.А., Жуков И.В., Берберова М.А., Глухов И.В., Исламов Д.Р.* Оценка риска для АЭС//Атомная энергия. 2010. – Т. 109. – Вып. 6. – С. 307.
4. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): Санитарные правила и нормативы Сан-ПиН 2.6.1.2523 – 09. – М.: Минздрав России, 2009.
5. *Исламов Р.Т.* Аналитические и статистические методы анализа надежности систем и безопасности объектов атомной энергетики/Диссертация на соиск. уч. степ. д.ф.-м.н. – М.: 1995.
6. *Islamov R.* Uncertainty Analysis. Report for US Nuclear Regulatory Commission. – 1998.
7. Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения источниками излучения/Международное агентство по атомной энергии. – Серия изданий по безопасности, №115. – МАГАТЭ, Вена, 1997.

Поступила в редакцию 4.05.2011

## ОЦЕНКА ПРЕДЕЛЬНОГО СОСТОЯНИЯ ПОВРЕЖДЕННОГО ГИБА ТРУБОПРОВОДА АЭС

**В.М. Маркочев**

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва



Предложена методика расчета предельного состояния поврежденного участка гиба трубопровода, базирующаяся на результатах испытаний гладкого образца, и соответствующего ему образца с надрезом. Геометрия надрезанного образца всецело зависит от отношения предела текучести к пределу прочности. Расчетная схема является упрощенным вариантом метода реальных элементов, критерий разрушения – деформационный.

**Ключевые слова:** поврежденный гиб, трубопровод АЭС, предельное состояние.  
**Key words:** damaged bend, pipe nuclear power plant, limiting condition.

Гибы, изготовленные на трубогибочном оборудовании и применяемые в качестве деталей трубопроводов АЭС и ТЭС, имеют сложную геометрию и толщину, изменяющуюся по азимутальному углу  $\varphi$ . Это затрудняет анализ предельного состояния и степени безопасности гиба при наличии дефекта, обнаруженного во время плановой диагностики трубопроводов. Ниже описана экспериментально-расчетная методика оценки предельного состояния гиба трубопровода АЭС, поврежденного окружной трещиной. Предполагается, что гиб нагружен внутренним давлением  $q$ , продольной силой  $P_x$  и изгибающим моментом  $M_z$ . Методика расчета включает в себя

- испытание конструкционного материала гиба по ГОСТ 1497-84, определение значений предела текучести  $\sigma_y$ , предела прочности (временного сопротивления)  $\sigma_b$  и истинного сопротивления разрушению  $\sigma_k$  (отношение разрушающей нагрузки к соответствующей площади минимального сечения образца);
- конструирование в полном соответствии с результатами испытаний материала гиба по ГОСТ 14-97 вспомогательного надрезанного образца, имитирующего повреждение материала реального гиба;
- испытание вспомогательного образца с надрезом и определение значения предельного упругопластического удлинения  $\Delta_k$ , обусловленного, в основном, локальным упругопластическим течением материала в области надреза;
- расчет предельных значений силовых ( $P_x$  – продольная сила,  $M_z$  – изгибающий момент) и деформационных ( $\Delta_0$  – осевое удлинение,  $\theta$  – угловая деформация) параметров нагружения, соответствующих принятому деформационному критерию прочности  $\Delta \leq \Delta_k$  в условиях эксплуатации рассматриваемого гиба.

Для изготовления гиба используется прямая труба с внешним диаметром  $D_a$  при номинальной толщине  $t$ . Если использовать концепцию «равнопрочного гиба», то

можно допустить, что при изготовлении гиба средний радиус  $R_m$  остается неизменным, а изменяется толщина стенки  $s$ , которая становится функцией угла  $\phi$ . Чтобы значения окружных напряжений не зависели от азимутального угла  $\phi$ , толщина гиба должна быть следующей функцией угла  $\phi$ :

$$s(\phi) = \frac{t}{2} \cdot \frac{2R_s + R_m \cos(\phi)}{R_s + R_m \cos(\phi)}, \quad (1)$$

где  $R_s$  – радиус оси гиба,  $R_m = (D_a - t)/2$ . При выполнении условия (1) зависимости от угла  $\phi$  внутреннего радиуса  $r(\phi)$  и внешнего радиуса  $R(\phi)$  трубы гиба приобретают следующий вид (рис. 1):

$$r(\phi) = R_m - \frac{s(\phi)}{2}; \quad R(\phi) = R_m + \frac{s(\phi)}{2}. \quad (2)$$

Смещение  $\zeta$  центра тяжести поперечного сечения вниз от оси гиба (рис. 1) равно

$$\zeta = \frac{\int_0^{\pi} \left[ \int_{r(\phi)}^{R(\phi)} \rho^2 \cos(\phi) d\rho \right] d\phi}{\int_0^{\pi} \left[ \int_{r(\phi)}^{R(\phi)} \rho d\rho \right] d\phi}, \quad (3)$$

где  $\rho$  – радиус-вектор точки поперечного сечения гиба. Осевая сила  $P_{qx}$ , обусловленная внутренним давлением  $q$ , равна

$$P_{qx} = 2q \int_0^{\pi} \left( \int_0^{r(\phi)} \rho d\rho \right) d\phi. \quad (4)$$

С учетом уравнений (3) и (4) получаем значение дополнительного изгибающего момента:

$$M_{qz} = P_{qx} \zeta. \quad (5)$$

Для гиба, изготовленного из трубы с внешним диаметром  $D_a = 325$  мм с名义альной толщиной стенки  $t = 19$  мм и  $R_m = 153$  мм, нагруженного внутренним

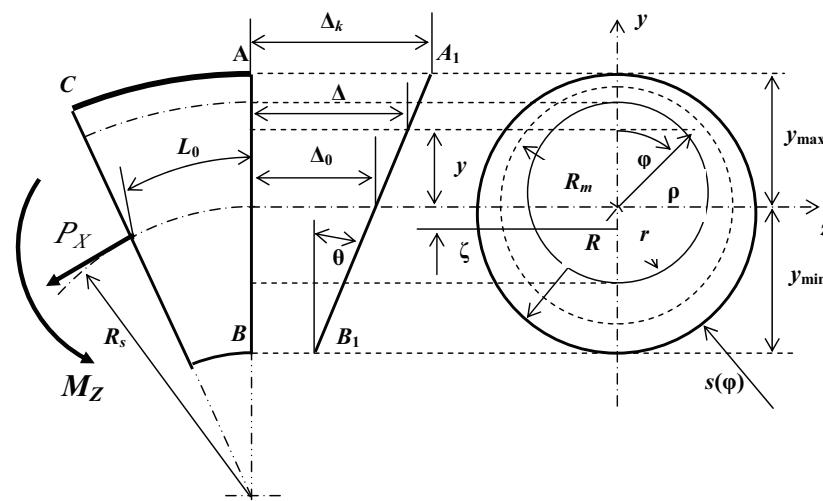


Рис. 1. Геометрия равнопрочного гиба и расчетная схема

давлением  $q = 10$  МПа,  $\zeta = -16,7$  мм и  $P_{qx} = 643$  кН. При радиусе осигиба  $R_s = 2,5R_m = 383$  мм,  $y_{\max} = 161$  мм,  $y_{\min} = -166$  мм,  $s(0) = 16,3$  мм и  $s(\pi) = 25,3$  мм.

Если нет возможности провести испытания материала гиба по ГОСТ 1497-84, то для расчета диаграмм деформирования по стандартным механическим свойствам используем значения модуля упругости  $E$ , предела текучести  $\sigma_{02}$ , предела прочности (временного сопротивления)  $\sigma_b$  и относительного удлинения на пределе прочности  $\delta$  как при растяжении, так и при сжатии. Для материала гиба примем следующие значения механических свойств при растяжении: модуль упругости при растяжении  $E = 2 \cdot 10^5$  МПа; коэффициент Пуассона  $\mu = 0,3$ ; предел текучести  $\sigma_{02} = 400$  МПа, предел прочности  $\sigma_b = 700$  МПа, равномерное относительное удлинение  $\delta = 5\%$ . Механические свойства при сжатии численно равны свойствам при растяжении.

Для обеспечения консервативности расчетов будем использовать билинейную диаграмму растяжения-сжатия «напряжение-относительная деформация», соответствующую принятым механическим свойствам материала гиба (рис. 2).

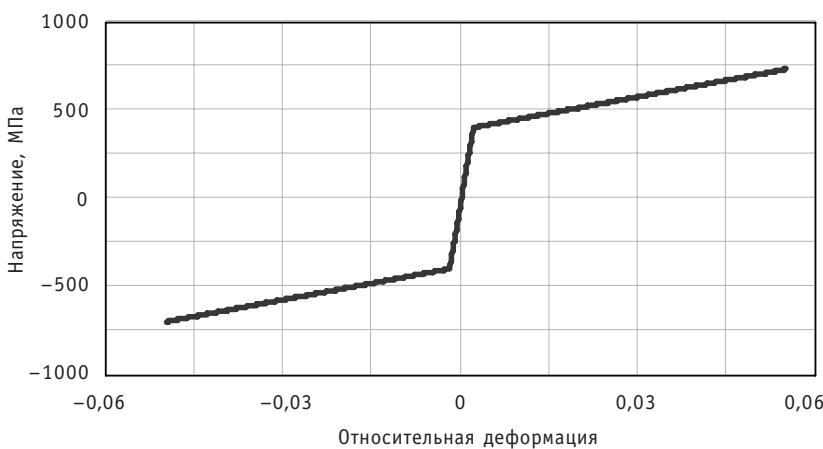


Рис. 2. Расчетная диаграмма растяжения-сжатия конструкционного материала гиба

Сопротивление разрушению поврежденного материала гиба зависит от способности материала к локальной пластической деформации в области, примыкающей к обнаруженному дефекту. Для экспериментальной оценки этой способности предлагается провести испытание надрезанного образца, изготовленного также из материала гиба, но сконструированного с использованием известных механических свойств и так, чтобы пластическая деформация образца вплоть до разрушения имела место только в области, примыкающей к надрезу. Поэтому надрезанный образец, например, цилиндрический образец с максимально острым кольцевым надрезом (рис. 3) должен удовлетворять следующему условию.

Площадь надрезанного сечения  $F_H$  должна соотноситься с площадью сечения брутто  $F_B$  в соответствии с условием, которое гарантирует разрушение образца без пластической деформации в ненадрезанных сечениях:

$$F_B \sigma_{02} = F_H \sigma_b. \quad (6)$$

Только при этом условии удлинение надрезанного образца  $\Delta_k$  может служить критериальной расчетной характеристикой.

Для цилиндрического образца  $F_B = \frac{\pi D^2}{4}$ ,  $F_H = \frac{\pi d^2}{4} = \frac{\pi(D-2a)^2}{4}$ . Поэтому глубина надреза  $a$  в соответствии с условием (6) должна быть не меньше чем

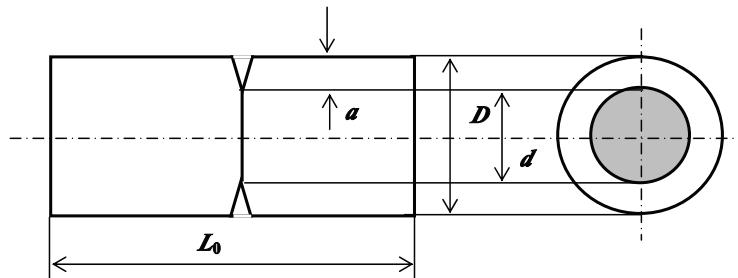


Рис. 3. Цилиндрический образец с кольцевым надрезом

$$a = \frac{D}{2} \left( 1 - \sqrt{\frac{\sigma_{02}}{\sigma_b}} \right). \quad (7)$$

Целью испытаний на растяжение образца с надрезом является запись диаграммы растяжения и на той же базе  $L$  и определение значения предельного упругопластического удлинения образца  $\Delta_k$ , которое в дальнейшем используется в расчетах в качестве критериального, соответствующее предельному состоянию поврежденного участка трубопровода. Для усиления стеснения пластической деформации в формулах (6) и (7) значение предела прочности  $\sigma_b$  следует заменить на значение истинного сопротивления разрыву  $\sigma_k > \sigma_b$ .

Для расчетов предельного состояния рассмотрим поврежденный отрезок гиба длиной  $L_0$  по его оси (рис. 1). Предположим, что поврежденное «волокно» СА находится на внешнем ободе гиба, и значение  $\Delta_k$  нам известно. Тогда при нагружении гиба продольной силой и изгибающим моментом в присутствии внутреннего давления (сечение АВ) в соответствии с принятой гипотезой плоских сечений переместится в положение  $A_1B_1$ .

Как следует из рис. 1, удлинение волокна  $\Delta$  с координатой  $y$ , находящегося на расстоянии  $\rho$  от оси трубы под углом  $\varphi$ , равно

$$\Delta = \Delta_k - (y_{\max} - y)\theta, \quad (8)$$

где  $\theta$  – угловое перемещение правого торца трубы;  $y = \rho \cos(\varphi)$ . Осевое удлинение  $\Delta_0$  отрезка трубы равно

$$\Delta_0 = \Delta_k - \theta y_{\max}. \quad (9)$$

Длина продольного «волокна»  $L(y)$  отрезка гиба зависит от координаты  $y$ :

$$L(y) = L_0 \left( 1 + \frac{y}{R_s} \right). \quad (10)$$

Осевая относительная деформация, обусловленная окружными напряжениями от внутреннего давления,

$$\varepsilon(q) = -\frac{\mu}{E} \frac{q R_m}{t}. \quad (11)$$

Следовательно, учитывая уравнения (8), (10) и (11), получаем следующее выражение для относительной деформации «волокна»:

$$\varepsilon(y, \theta, \Delta_k, q) = \frac{\Delta_k - (y_{\max} - y)\theta}{L_0 \left( 1 + \frac{y}{R_s} \right)} + \frac{\mu}{E} \frac{q R_m}{t}, \quad (12)$$

где  $y = \rho \cos(\varphi)$ .

Диаграмма упругопластического растяжения-скатия и ее аналитическое выражение  $\sigma(\varepsilon)$  известны (рис. 2), относительная деформация определяется уравне-

нием (12), предельно допустимая деформация верхнего волокна  $\Delta_k$  известна из испытания надрезанного образца. Допустим, что также известна продольная сила  $P_x$ , увеличивающая или уменьшающая продольную силу  $P_{qx}$  по уравнению (4). Следовательно, предельное состояние поврежденной трубы будет определяться предельным изгибающим моментом  $M_{zc}$  и соответствующей ему угловой деформацией  $\theta_c$ . Для их вычисления с учетом уравнений (2), (4) и (5) составим и решим систему двух уравнений равновесия:

для продольных сил

$$P_x + P_{qx}(q) = 2 \int_0^{\pi} \left( \int_{r(\phi)}^{R(\phi)} \sigma(\epsilon(\rho \cos(\phi), \theta, \Delta_k, q)) \rho d\rho \right) d\phi; \quad (13)$$

и для изгибающих моментов

$$M_z + (P_x + P_{qx}(q))\zeta = 2 \int_0^{\pi} \left( \int_{r(\phi)}^{R(\phi)} \sigma(\epsilon(\rho \cos(\phi), \theta, \Delta_k, q)) \rho^2 \cos(\phi) d\rho \right) d\phi. \quad (14)$$

Численное решение системы уравнений при  $P_x = 1500$  кН,  $q = 10$  МПа и  $\Delta_k = 0,5$  мм дает следующие значения предельного изгибающего момента и предельной угловой деформации:  $M_{zc} = 604$  кН·м;  $\theta_c = 0,12$  град. Удлинение оси отрезка гиба в соответствии с уравнением (9) равно  $\Delta_0 = 0,17$  мм.

Численное решение системы уравнений относительно  $M_z$  и  $\theta$  в настоящее время осуществляется просто, например, с применением Mathcad. Эпюру осевых напряжений  $\sigma_x$  в сечении балки построим, используя для этого формулу

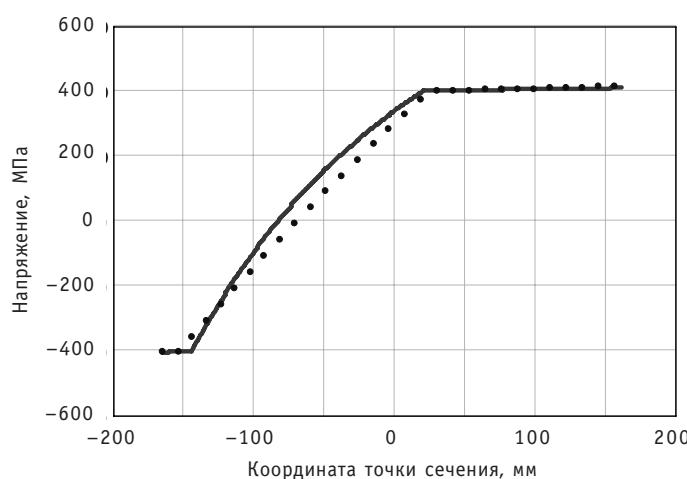


Рис. 4. Эпюры напряжений для двух значений радиуса гиба: — —  $R_s = 2,5R_m$ ; ····· ·····  $R_s = 10R_m$

$$\sigma_x(y) = \sigma \left( \frac{\Delta_0 + \theta_A y}{L_0 \left( 1 + \frac{y}{R_s} \right)} \right). \quad (15)$$

На рисунке 4 приведены эпюры предельных напряжений, построенные по уравнению (15) для двух значений радиуса  $R_s$  гибов, изготовленных из одной трубы.

Как следует из рис. 4, увеличение радиуса гиба приводит к спрямлению эпюры напряжений в упругой области. В связи с этим заметим, что рассмотренный алгоритм расчета предельного состояния гиба применим и для прямого отрезка трубопровода. Для этого значение радиуса гиба достаточно принять очень большим, например, положить  $R_s = 100 R_m$ .

В заключение отметим, что рассмотренная методика может применяться, если глубина обнаруженного дефекта не превышает половины толщины трубы, а окружной размер дефекта менее двух толщин трубы. Для дефектов (трещин) большего размера желателен переход к расчетам с использованием метода реальных элементов [1].

### **Литература**

1. Маркочев В.М., Шамраев Ю.В. Расчет прочности поврежденных трубопроводов атомных электростанций методом реальных элементов//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1999. – № 2. – С.26-32.

Поступила в редакцию 8.08.2011

# РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ ПРОЕКТНЫХ ТЕЧЕЙ В ПЕРВОМ КОНТУРЕ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВВР-Ц МОДЕРНИЗИРОВАННОЙ КОМПОНОВКИ (ИВВ.10М)

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

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

\*\* НИФХИ им. Л.Я. Карпова, г. Обнинск

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



Модернизация проекта исследовательского реактора ВВР-ц направлена на значительное повышение степени безопасности аппарата, в том числе при максимальных проектных авариях. Наиболее значимым для теплогидравлики изменением конструкции является установка гидрозатвора на сливном тракте непосредственно в баке реакторной установки (РУ) в сочетании с верхним размещением подвода теплоносителя к активной зоне. Расчеты выполнялись по международному теплогидравлическому контурному коду TRAC, предназначенному для анализа технической безопасности водоохлаждаемых энергетических ЯЭУ. Расчетная нодализационная схема верифицировалась на имеющихся данных переходных процессов до модернизации РУ. Исследовались последствия модернизации для широкого круга постулируемых для ОOB исходных событий. Представлены расчеты динамики расхолаживания установки на естественной циркуляции при течах в первом контуре, приводящих к резкому снижению уровня теплоносителя в баке реактора.

**Ключевые слова:** ВВР-ц модернизированной компоновки (ИВВ.10М); динамика расхолаживания активной зоны реактора; максимальная проектная авария; теплофизическое моделирование; течь в первом контуре; обоснование безопасности реактора; код TRAC.

**Key words:** VVR-C of modernized design (IBB 10M); transient reactor core cooling; maximal design accident; thermal physic simulation; leak in primary circuit; safety analysis of reactor; TRAC code.

В настоящее время актуальной задачей является повышение безопасности реакторных установок вследствие конструктивного введения процессов, которые за счет естественных причин, без вмешательства оператора обеспечивали бы надежный отвод остаточного тепловыделения после срабатывания аварийной защиты реактора. Надежность отвода избыточного тепла от активной зоны исследовательских РУ бассейнового типа в условиях потери уровня теплоносителя в баке РУ является одним из важнейших условий их технической безопасности. Значимость

© В.В. Сергеев, О.Ю. Кочнов, А.А. Казанцев, 2011

проблемы определяется наличием практически открытой границы (зеркало испарения) между первым контуром и помещениями реакторной установки. При этом возрастает значение целостности оболочек ТВС, зависящей от температурного режима в период после остановки реактора.

В представленном материале приводятся результаты расчетов последствий максимальных проектных аварий. Ранее в [1] используемая авторами нодализационная схема и расчетная модель были проверены на имеющихся опытных данных для аварийной ситуации, связанной с обесточиванием насосов. В результате решения обратной задачи на основании имеющихся измерений в модели были подобраны коэффициенты теплообмена, определяющие тепловые потери от первого контура в окружающие его помещения.

### **ОСОБЕННОСТИ МОДЕРНИЗИРОВАННОЙ КОМПОНОВКИ РУ ИВВ.10М, ВКЛЮЧАЯ ПЕРВЫЙ КОНТУР И ЕЕ АКТИВНУЮ ЗОНУ [1]**

Применение специального алюминиевого (САВ) реакторного сплава для оболочек тепловыделяющих сборок (ТВС), имеющего предельно допустимую температуру 200°C.

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

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

Конструктивная особенность охлаждения РУ – течение охлаждающего теплоносителя (вода под давлением 1,3 бар) происходит сверху вниз по активной зоне. Циркуляционные насосы первого контура (ЦН1) расположены ниже активной зоны на горячей стороне (до входа в теплообменники). Как следствие, в РУ ВВР-ц при остановке насоса ЦН1 в течение первой минуты происходит смена направления потока, переход опускного в подъемное течение и опрокидывание естественной циркуляции. Переход через нулевое значение расхода является первой «критической» точкой (с точки зрения безопасности).

Второй особенностью компоновки первого контура РУ ВВР-ц является размещение теплообменников на нижней отметке первого контура (также под активной зоной). В результате при полной остановке ЦН1 и работе насосов второго контура вnominalном режиме происходит полная остановка естественной общеконтурной циркуляции: провоцирующее движение горячего теплоносителя вверх по активной зоне (Ак3) сводится на нет забросом холодной жидкости из теплообменников в отводящую магистраль к баку РУ.

Важнейшей системой пассивной теплогидравлической безопасности установки 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 равен 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 системы управления и защиты (СУЗ) – опускное. В результате такого естественного отвода остаточного тепла в бассейн интервал времени до закипания теплоносителя в активной зоне составляет более четырех часов.

В соответствии с требованиями безопасности РУ ВВР-Ц имеет дублирование ЦН1 и использует независимый источник питания одного насоса из пяти, установленных параллельно, при эксплуатации на номинальном режиме. Для резервного питания используется аккумуляторная подстанция.

К дополнительным системам относится система принудительной вентиляции шахты РУ и помещений первого контура, способная обеспечить съем тепла до 100 кВт, а также система подпитки бака РУ и частичного залива активной зоны (система СПОТ).

## **НОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, УЛУЧШАЮЩИЕ ПАССИВНУЮ БЕЗОПАСНОСТЬ РУ ВВР-Ц (ИВВ.10М)**

Установлен гидрозатвор (рис. 1) внутри бака РУ на трубопроводе слива теплоносителя из активной зоны с коленом выше Ак3, в результате

- исключено снижения уровня теплоносителя (оголение ТВС) до верхней отметки активной зоны при любой течи в первом контуре (за пределами бака РУ);
- обеспечено необходимое время для запуска душирующего устройства (залива зоны сверху) системы пассивного отвода тепла (СПОТ) при большой течи в баке РУ.

Входной подающий коллектор в баке РУ расположен выше Ак3 для исключения снижения уровня теплоносителя до ее верхней отметки при любой течи в первом контуре.

Модернизирована компоновка системы аварийной подпитки бака РУ и частичного залива активной зоны (СПОТ).

Назначение системы:

- исключение снижения уровня теплоносителя до верхней отметки ТВС при малой течи в нижней части бака РУ;
- исключение полного оголения ТВС при большой течи в баке в течение определенного времени за счет принудительного залива зоны душирующим устройством СПОТ;
- дополнительный залив бака РУ при большой течи в первом контуре до уровня перелива в гидрозатворе;
- конденсация части пара в баке при частичном оголении ТВС и закипании при большой течи бака.

## **МАКСИМАЛЬНАЯ ПРОЕКТНАЯ АВАРИЯ**

Для обоснования безопасности представлен расчетный анализ нескольких максимальных проектных аварий (МПА).

Течь или разрыв нагнетательного трубопровода на выходе теплоносителя из группы насосов первого контура. Можно выделить три разновидности течи по ее величине:

- *малая компенсируемая течь*, не приводящая к разрыву общеконтурной циркуляции теплоносителя, без снижения уровня в баке ниже отметки входного коллектора и компенсируемая подпиткой от системы СПОТ;
- *малая течь*, приводящая к снижению уровня ниже входного коллектора до отметки перелива в выходном гидрозатворе (отметка перелива соответствует высоте 3,85 м от дна бака, отметка верхнего среза активной зоны 2,3 м), при этом над зоной остается холодный теплоноситель объемом около 6 м<sup>3</sup>;
- *большая течь* – гильотинный разрыв нагнетательного трубопровода диаметром 330 мм при смещении краев разрыва. В результате данной аварии при остановке ЦН1 происходит снижение уровня ниже отметки перелива до высоты на

0,9 м выше Ак3. Над зоной сохраняется объем жидкости около 3 м<sup>3</sup>. Восстановление уровня до отметки перелива в гидрозатворе обеспечивается в дальнейшем системой аварийной подпитки бака (СПОТ). В дальнейшем происходит медленный прогрев жидкости до температуры насыщения 104°C в верхней части бака, Ак3, нижнем коллекторе с последующим испарением жидкости в верхней части бака в течение около 60-ти часов (балансная оценка).

Течь на нижней отметке бака РУ по одному из сварных швов на отметке ниже активной зоны.

### **РАСЧЕТНАЯ СХЕМА ПЕРВОГО КОНТУРА РУ ВВР-Ц (ИВВ.10М) ДЛЯ АНАЛИЗА ПРОЦЕССОВ ПРИ МПА**

Численные расчеты рассматриваемых аварий на РУ проводились по коду TRAC [2,3] в нестационарной постановке на основании расчетной схемы для первого и второго контуров, представленной на рис. 1 для модернизированной компоновки первого контура. В таблице 1 представлены параметры РУ.

В целом использовалась одномерная сетевая расчетная схема, за исключением бака реактора, который моделировался двумерным пористым телом. Проточная часть активной зоны представлена в виде системы параллельных одномерных каналов. Рассматриваются пять групп ТВС в соответствии с их расстановкой по радиусу зоны с учетом неравномерности тепловыделения по радиусу и высоте Ак3. Отдельно моделировались одна ТВС максимальной мощности (во втором ряду), одна ТВС минимальной мощности (в пятом ряду), групповой канал для охлаждения СУЗ и групповой канал для учета межкассетных протечек.

Математическая модель кода TRAC 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 негомогенном приближении.

Таблица 1

**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 Ак3, °C	48–58
Общее количество ТВС (пять рядов по радиусу), шт.	70
Номинальный перепад высотных отметок первого контура, м	10,7
Номинальный уровень теплоносителя в баке, м	5,3
Номинальное давление на верхней отметке Ак3, бар	1,3
Температура насыщения на верхней отметке Ак3, °C	107
Коэффициент неравномерности тепловыделения по радиусу Ак3	1,4

### **БОЛЬШАЯ ТЕЧЬ В ПЕРВОМ КОНТУРЕ ЗА ПРЕДЕЛАМИ БАКА РУ**

Наиболее опасная авария – это образование течи при гильотинном разрыве нагнетательного трубопровода с условным диаметром D<sub>у</sub> = 330 мм на выходе из насоса ЦН1.

На основании выполненных расчетных исследований модифицированной конструкции реактора ВВР-ц в проектном аварийном режиме – разрыв нагнетательного трубопровода на напоре насосов можно сделать следующие выводы.

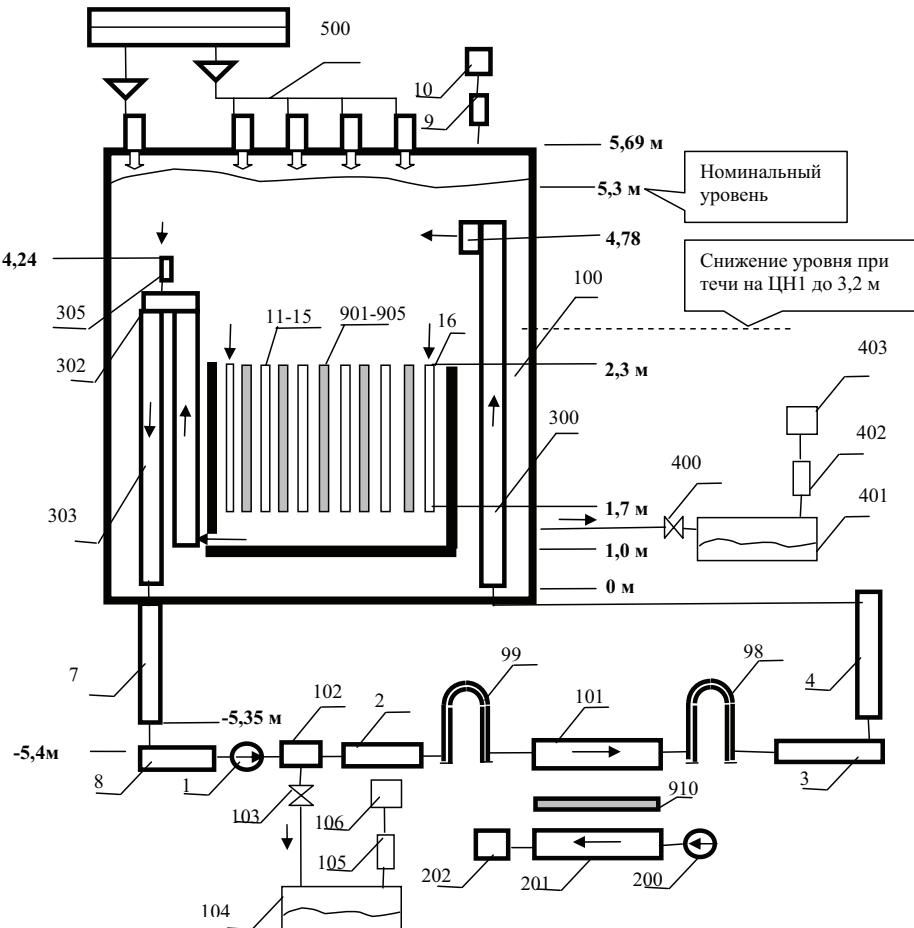


Рис. 1. Расчетная схема первого контура РУ для моделирования проектных аварий. Имитатор течи в контуре на напорном трубопроводе № 103-106. Имитатор течи на баке № 400-403.

Позиция	Обозначение	Позиция	Обозначение
1	Группа ЦН первого контура	11–15	Проточная часть пяти групп ТВС (по радиусу)
102	Тройник	16	Тракт межкассетных протечек и СУЗ
103, 400	Клапан-имитатор течи	303, 302	U-образный гидрозатвор
104, 401	Бокс сбора дренажа первого контура	305	Канал воздухоудаления гидрозатвора
105, 402	Воздуховоды	7, 8	Подводящий тракт к ЦН
106, 403	Компенсатор давления (атмосфера)	10	Компенсатор давления бака (атмосфера)
2	Нагнетательный тракт	200	Группа ЦН второго контура
99, 98	Гидрозатворы теплообменников	201	Теплообменники (второй контур)
101	Теплообменники (первый контур)	202	Компенсатор давления по второму контуру
3, 4	Подводящий тракт к баку РУ	901–905	ТВС (пять групп по радиусу Ак3)
300	Подводящие две трубы в баке РУ	910	Трубы теплообменников
100	Бак РУ	500	Система СПОТ (душ и подпитка)

При МПА с разрывом трубопровода на напоре насоса первого контура (пределная мощность 18 МВт) происходит быстрый разрыв общеконтурной циркуляции. В течение 40 с происходит снижение уровня теплоносителя до 0,9 м над верхней отметкой активной зоны, что значительно ниже отметки перелива в выходном гидрозатворе (1,6 м над Ак3). Снижение уровня ниже гидростатического связано с инерцией насосов первого контура и временными задержками систем управления. На данном этапе срабатывание системы подпитки бака СПОТ не компенсирует потери жидкости в баке вследствие невысокой производительности (максимальный расход течи составляет 700 кг/с, производительность СПОТ – 4 кг/с). Объем оставшейся жидкости в баке на момент остановки процесса истечения составляет над уровнем Ак3 – 3,4 м<sup>3</sup>, в сборке – 0,1 м<sup>3</sup>, в нижнем коллекторе – 0,4 м<sup>3</sup>.

На втором этапе аварии происходит медленный прогрев оставшейся жидкости в баке РУ за счет остаточного тепловыделения. Теплоотвод обеспечивается за счет собственной естественной циркуляции между группами каналов с различной мощностью. Интервал времени до начала закипания теплоносителя в проточной части ТВС составляет 53 минуты при отсутствии подпитки от системы СПОТ.

На втором этапе срабатывание системы СПОТ существенно снижает темп разогрева жидкости в баке РУ. Залив бака холодной жидкостью до отметки перелива в гидрозатворе приводит к увеличению объема над зоной до величины около 6 м<sup>3</sup>. Интервал времени до начала закипания теплоносителя в проточной части ТВС составляет 2,6 часа при срабатывании системы СПОТ с расходом 4,2 кг/с и температурой жидкости в аварийных баках 20°C.

В течение всей аварии температура оболочки ТВС не превышает  $T_w = 108^\circ\text{C}$ , что связано с низким уровнем теплового потока и отсутствием осушения зоны.

На третьем этапе испарение жидкости из бака РУ вследствие кипения в Ак3 за счет остаточного тепловыделения и прекращения расхода из системы СПОТ интервал времени от начала аварии до начала оголения зоны составляет при несрабатывании системы СПОТ 26 часов, при срабатывании – 66 часов.

На четвертом этапе при повторном снижении уровня вследствие испарения части жидкости в баке возможен повторный запуск системы СПОТ.

Таким образом, модернизированный проект РУ ВВР-ц обеспечивает достаточный оперативный запас времени для устранения течи при разгерметизации в первом контуре.

Расчеты проектной аварии с течью на напоре насоса проводились для течи с проходным сечением 0,086 м<sup>2</sup> (проходное сечение нагнетательного трубопровода  $D_y = 330$  мм). Номинальная мощность на момент начала аварии составляла 18 МВт. При этом расход охлаждающей воды по второму контуру в течение аварии полагался постоянным. Температура на входе в ТО по второму контуру составляла 30°C.

### РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ БЕЗ ЗАПУСКА СПОТ

В таблице 2 представлен расчетный сценарий данной проектной аварийной ситуации. На рисунках 2–5 показана расчетная динамика изменения параметров во времени.

### РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ С УЧЕТОМ ЗАПУСКА СПОТ

В таблице 3 представлен сценарий второго этапа аварии – разогрев жидкости в баке РУ с учетом кратковременной работы системы СПОТ. Предполагался запуск системы от оператора с задержкой 2 минуты от начала течи. Расчеты проводились по упрощенной расчетной схеме.

Таблица 2

**Сценарий моделирования процесса аварии**

Интервал, с	Мощность, МВт	$G_1$ , кг/с	$G_2$ , кг/с	Сечение течи, м <sup>2</sup>
0 – 997	18	421	283	1,72e-5 Малая течь
997 – 1000	18	421	283	Раскрытие течи
1000 – 1007	Остаточная	Выбег ЦН-1	283	0,086
1007 – 2000	÷	ЕЦ	283	0,086

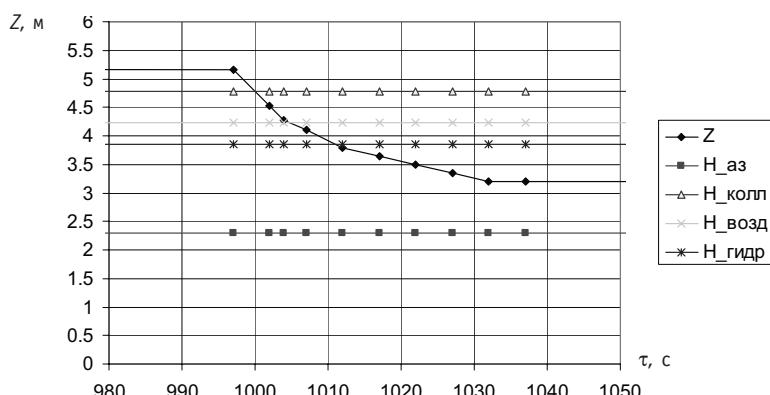


Рис. 2. Динамика уровня зеркала испарения при аварии с номинальной мощности 18 МВт и характерные высотные отметки: Z – уровень теплоносителя в баке; H<sub>аз</sub> – верхняя отметка активной зоны; H<sub>колл</sub> – верхняя отметка входного коллектора (по центру окон); H<sub>возд</sub> – верхняя отметка воздушника; H<sub>гидр</sub> – верхняя отметка гидрозатвора (по среднему сечению канала). Отметка 0 соответствует нижней отметке бака

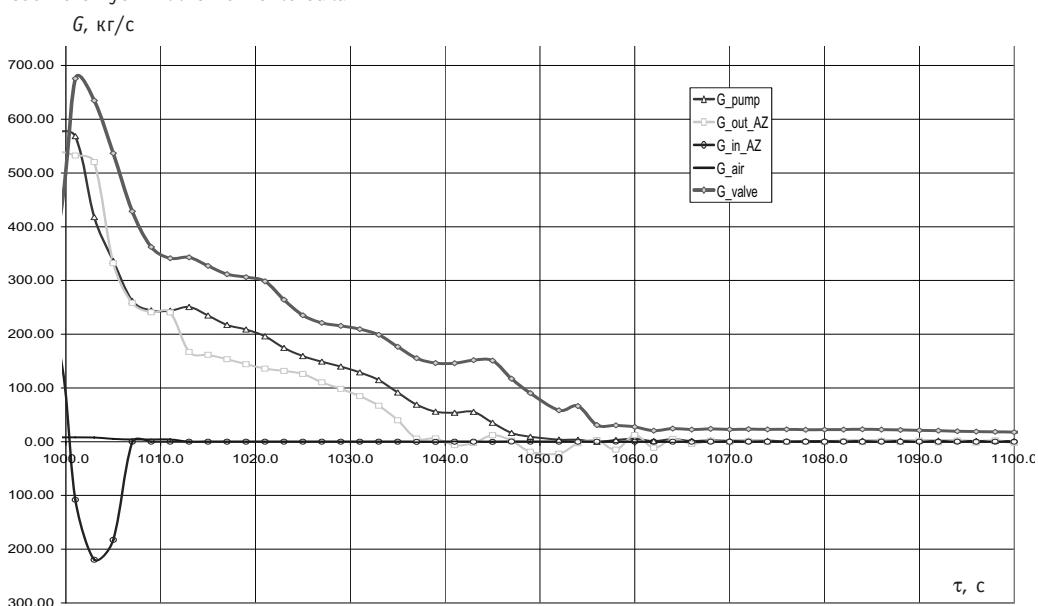


Рис. 3. Динамика расходов при аварии с номинальной мощности 18 МВт: G<sub>pump</sub> – расход через группу насосов; G<sub>out\_AZ</sub> – расход в подъемной части гидрозатвора (в баке реактора, сливной канал); G<sub>in\_AZ</sub> – расход через окна входного коллектора в бак реактора; G<sub>air</sub> – расход через воздушник гидрозатвора; G<sub>valve</sub> – суммарный расход через клапан – имитатор течи

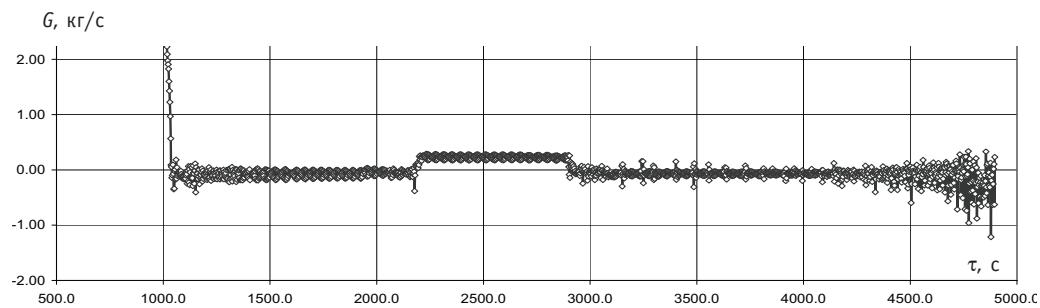


Рис. 4. Динамика расхода в канале максимальной мощности на ЕЦ. Положительные значения соответствуют номинальному направлению течения сверху вниз. Номинальный уровень расхода 6 кг/с на одну ТВС

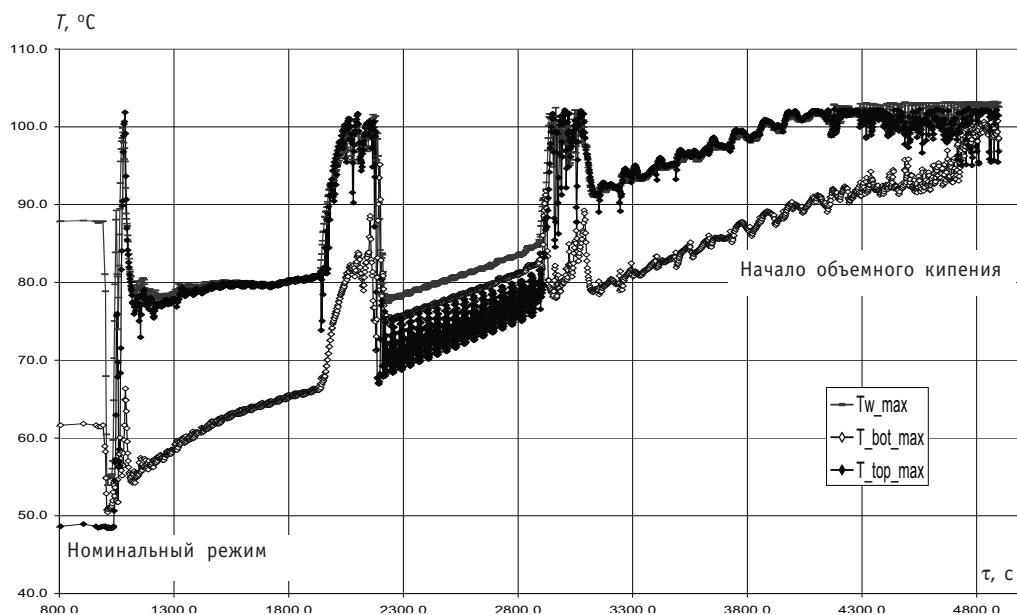


Рис. 5. Динамика температур в канале максимальной мощности на ЕЦ:  $T_w_{max}$  – температура оболочки ТВС в центре активной зоны;  $T_{bot\ max}$  – температура теплоносителя на нижней отметке канала (выход для номинальных условий);  $T_{top\ max}$  – температура теплоносителя на верхней отметке канала (вход для номинальных условий);  $T_s = 103^\circ\text{C}$  – температура насыщения на входе в активную зону (с учетом частичного опорожнения бака при течи)

Результаты расчета показали, что при запуске системы СПОТ в течение времени заполнения бака температура жидкости в ТВС и верхней части бака несколько снижается. Таким образом, выделяемое тепло остаточного энерговыделения затрачивается на прогрев поступающей от СПОТ холодной жидкости. В дальнейшем,

Таблица 3

**Сценарий моделирования процесса аварии**

Событие	Момент времени, с
Начало течи	997
Открытие системы СПОТ (консервативная оценка)	1200
Закрытие системы СПОТ по достижении уровня перелива в гидрозатворе	1870

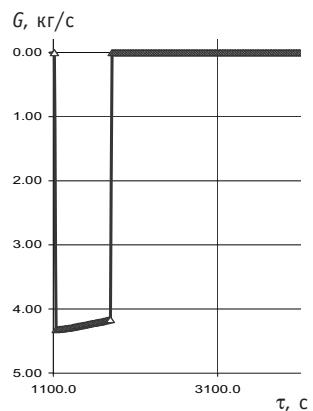


Рис. 6. Динамика расхода СПОТ. Работа системы при аварийном заливе бака реактора

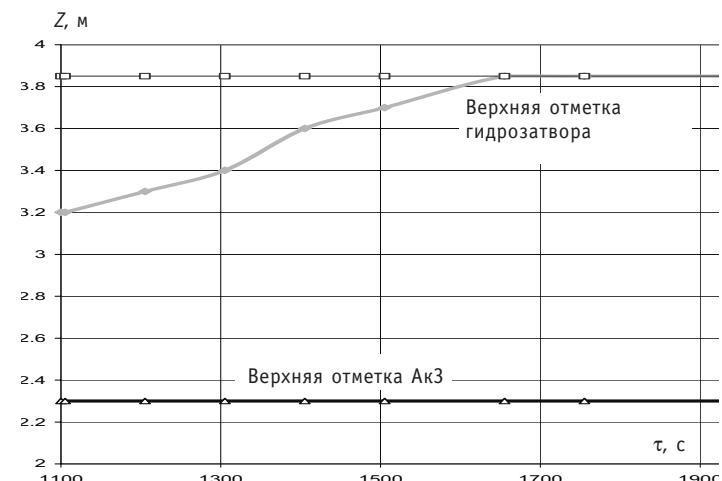


Рис. 7. Динамика уровня теплоносителя в баке при заливе бака реактора системой СПОТ

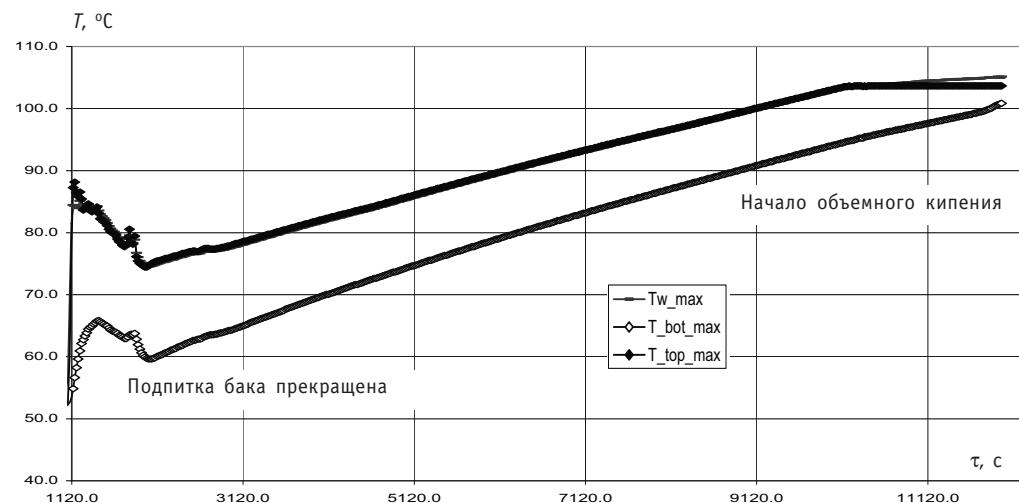


Рис. 8. Динамика температур на ЕЦ оболочки (для среднего сечения по высоте Ак3) и температур теплоносителя в верхнем и нижнем сечениях канала максимальной мощности (обозначения на рис. 5)

после закрытия клапана СПОТ (по достижении уровня перелива в гидрозатворе) начинается прогрев жидкости в баке.

На рисунках 6–8 приведены результаты расчетов разогрева теплоносителя от момента 1100 секунд. Результаты показывают, что момент времени начала объемного кипения в ТВС максимальной мощности соответствует 10180 с (9180 с от начала аварии).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Расчеты обосновывают принятые конструктивные изменения, приближающие конструкцию реактора к возросшим в течение периода его эксплуатации требованиям путем исправления принятых ранее неудачных конструктивных решений. Представленные расчетные результаты подтверждают принципы пассивной теплогидравлической безопасности модернизированного проекта РУ ВВР-ц (ИВВ.10М) бассейнового типа при течах из бака и при течах в первом контуре. В результате анализа динамики охлаждения с учетом и без учета включения системы

мы СПОТ, осуществляющей разбрзгивание запасенной воды на корзину активной зоны, оказалось, что эта система обеспечивает существенный запас времени до оголения твэлов. В случае отсутствия СПОТ выкипание теплоносителя и полное оголение твэлов происходит после 26-ти часов, а при запуске СПОТ запас до оголения составляет 66 часов. Таким образом, наличие в конструкции душирующего устройства системы пассивного отвода тепла (СПОТ) для залива зоны сверху при большой течи в баке РУ является необходимым элементом, повышающим безопасность, и не должно демонтироваться при модернизации РУ.

### **Литература**

1. Кочнов О.Ю. Расчетно-экспериментальный анализ аварийного расхолаживания ИС РУ ВВР-ц при обесточивании циркуляционных насосов / О.Ю. Кочнов, В.В. Сергеев, А.А. Казанцев // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 3. – С.77-89.
2. TRAC – PFI/Mod2. Theory manual. Los Alamos National Laboratory, 1993.
3. Кузнецов Ю.Н. Теплообмен в проблеме безопасности ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1989.

Поступила в редакцию 18.05.2011

## О СТАТУСЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ КАК НАУКИ

**В.А. Канке**

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



Ядерная энергетика рассматривается в качестве прагматической науки, понятия которой являются ценностями. Подвергается критике интерпретация статуса ядерной энергетики с позиций физикализма и представлений о прикладной науке.

**Ключевые слова:** физикализм, прикладная наука, прагматическая наука.

**Key words:** physicalism, applied science, pragmatic science.

При определении статуса любой науки не обходится без споров и разногласий. Их особенно много при обсуждении природы технических наук, своеобразие которых относительно поздно попало в поле зрения исследователей. Целью данной статьи является метанаучный анализ статуса ядерной энергетики как науки.

Специально подчеркиваю, что ядерная энергетика рассматривается мною именно в качестве науки, а не, например, отрасли промышленности. Что касается метанаучного анализа, то обращение к нему не является случайным. По определению всякие рассуждения о какой-либо науке являются метанаучными. Непосредственно в ядерной энергетике ее собственный статус не рассматривается. Там речь идет о технических устройствах, например, о ядерных реакторах, и отношениях между людьми по поводу использования этих устройств. Если же предметом анализа становится сама ядерная энергетика, то, строго говоря, приходится обращаться к другой концептуальной системе. Как раз она и имеет метанаучный характер.

Как правило, метанауку называют философией науки. Говорят, например, о философии математики, философии физики, философии технических наук. На мой взгляд, термин «философия» следует использовать с соблюдением необходимой осторожности. Дело в том, что история философии насчитывает 26 веков. За это время в философии накоплен огромный массив знания, который, к сожалению, не приведен в соответствие с современными науками. Профессиональные философы редко компетентны в науке, поэтому многие из них полагают, что допустимо вторгаться в нее со своими мерками, не прошедшими научной проверки. Разумеется, такое вторжение несостоительно. Сторонники метанауки не связывают себя никакими обязательствами с философией, насыщенной метафизическими построениями. Здесь изначально господствует установка на науку. Но что же она представляет собой?

На этот вопрос отвечали по-разному, но, как правило, приходили к противоречиям [1]. Многие авторы стремились найти абсолютный критерий научности. И как раз он оказывался неуловимым. Говорили, например, что научное знание в

## АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

отличие от ненаучного является экспериментально проверяемым. Иначе говоря, основанием науки признавался эксперимент. Но при этом забывали, что сам эксперимент нуждается в научном осмыслении. Науку определяли посредством эксперимента, а эксперимент посредством науки. Получался логический круг.

Исследуя многие годы феномен науки, я пришел к выводу, что абсолютного критерия научности нет. Наукой называют наиболее авторитетные теории, отмеченные печатью концептуальной прозорливости ее авторов, например, математику Евклида, физику Ньютона, биологию Дарвина, радиотехнику Попова. Ученые являются людьми, добивающимися роста знания. Они различают теории по степени их состоятельности. А для этого нет необходимости в абсолютном критерии научности. Достаточно уметь сравнивать теории, выявляя среди них лидеров и аутсайдеров.

Определившись с наукой, необходимо перейти к характеристике ее типов. Только таким образом можно приблизиться к манящему нас ориентиру, каковым для начала являются технические науки.

Исторически случилось так, что длительное время идеалом науки признавалась физика. Что же касается других наук, то они сравнивались с ней. Указанная историческая тенденция привела к физикализму, который не преодолен и в настоящее время, а вплоть до середины XX столетия являлся господствующим направлением в философии науки. Его приверженцами были не только видные философы, например, неопозитивисты Р. Карнап и Х. Райхенбах, но и выдающиеся ученые, в частности, А. Планк и А. Эйнштейн.

Физикалисты утверждали, что наука изучает сущее (то, что есть), а не должное (то, что должно быть). Природа существует независимо от людей, поэтому она дана в фактах. Должное же конструируется людьми, которые придерживаются различных ценностей. Ценности представляют собой не факты, а недоказуемые предположения. Согласно физикалистам, все подлинные науки должны, в конечном счете, быть сведены к физике. Если теории не сводимы к физике, то они ненаучны. Ненаучными являются, например, этика, эстетика, общественные теории. Я не припомню случая, чтобы физикалисты давали характеристику непосредственно статусу технических теорий. Он умалчивался. Однако в соответствии с их аргументацией технические учения, а им не чужды ценности, должны быть признаны ненаучными. Итак, я рассмотрел точку зрения, согласно которой научны лишь описательные теории, но не аксиологические концепции, имеющие дело с ценностями.

Следует отметить, что в научном сообществе о различии описательных (декриптивных) и аксиологических теорий вспоминали не так уж часто. Здесь с неизвестно чьей легкой руки более века тому назад широко стало использоваться различие фундаментальной и прикладной науки. Причем среди прикладных наук чаще всего называли технические дисциплины. По мнению Б.И. Пружинина, «цель фундаментальной науки – знание о мире, как он есть сам по себе, т.е. объективная картина мира. Конечная цель прикладной – предписание для производства, т.е. точный и технологически эффективный рецепт» [3]. На сайте Росатома введена специальная рубрика «Прикладная и фундаментальная наука». В ней утверждается, что ««фундаментальная наука явилась основоположником всей атомной отрасли. Основополагающие этапы реализации советского «атомного проекта» и последующего развития отечественной ядерной энергетики связаны с интенсивными ядерно-физическими исследованиями и открытиями» [3].

Не счесть публикаций, в которых исходя из единства и различия фундаментальных и прикладных наук обосновывается необходимость или даже приоритет либо фундаментальных, либо прикладных наук. Следует, однако, отметить, что указанное соотношение мало что дает для характеристики статуса технических наук. Дело

в том, что оно в концептуальном отношении крайне бедно. По сути, всего лишь утверждается, что технические дисциплины в известном смысле являются продолжением фундаментальных наук. Но, во-первых, отсюда не следует, что технические теории являются научными, ведь продолжение может быть и ненаучным, во-вторых, не получает своего выражения подлинная специфика технических наук. Они характеризуются в горизонте фундаментальных наук, к которым относят естествознание, а порой и математику, но у технических наук есть и своя собственная природа. О ней в концептуальном отношении ничего не сказано. Таким образом, концепция прикладной науки недостаточна для выяснения статуса технических наук, а следовательно, и ядерной энергетики. Отдав дань популярным, но недостаточно проясненным в концептуальном отношении концепциям физикализма и прикладной дисциплины, обращусь непосредственно к техническим наукам, к их подлинному содержанию.

Любая теория состоит из концептов, т.е. понятий-признаков, понятий-законов, понятий-принципов. В ядерной энергетике обнаруживаются концепты двух типов. С одной стороны, это понятия естествознания, прежде всего физики, например, понятия энергии, работы, температуры, ядерных сечений. С другой стороны, фигурируют сугубо технические характеристики, в частности, коэффициент полезного действия, безопасность и надежность реактора. Аналогичные этим характеристики присущи и паропроводам, и турбинам, и вообще всем техническим устройствам, включая измерительные приборы, которые необходимы в деле обеспечения успешного функционирования ядерно-энергетических установок, в частности, АЭС.

Концепты первого типа являются описаниями (дескрипциями). Концепты второго типа являются ценностями, ибо все они так или иначе выражают предпочтения людей. Ценности по определению как раз и являются предпочтениями. Крайне важно понимать, что ценности фигурируют в качестве особых понятий в самих теориях. На мой взгляд, достаточно очевидно, что своеобразие технической науки определяется не дескрипциями, а ценностями. Дескрипции относятся к естествознанию, которую я ради простоты представил только физикой, заключив в скобки химию, геологию и биологию. Ценности – родная ткань ядерной энергетики.

Итак, ядерная энергетика в отличие от физики является не описательной, а аксиологической теорий. Ее можно также называть прагматической теорией. Греческое слово *pragmata* означает дело, практические действия. С этой точки зрения вполне допустимо и даже желательно относить технические теории к прагматическим концепциям. Но, разумеется, необходимо учитывать, что в русском языке слово «прагматик» используется в качестве этического термина. Им часто характеризуют людей, стремящихся к достижению исключительно личной выгоды максимально экономными для себя средствами. Термин «прагматик» является явно неподходящим для характеристики представителей технических наук, как правило, бескорыстно способствующих благополучию всего общества.

Ценности выражают должное. Но в начале статьи отмечалось, что физикилисты отрицают их научный характер. К счастью, они грубо ошибались. Прагматические теории отнюдь в не меньшей степени, чем физические концепции, образуют восходящий ряд знаний. Выделяя среди них лидеров, как раз и фиксируют научные теории. Из двух аксиологических теорий та актуальнее, которая обеспечивает более высокую эффективность. Эффективность же всегда является оптимизацией некоторых факторов, например, безопасности и надежности АЭС. Не будет преувеличением утверждение, что оптимизируются все без исключения аксиологические характеристики.

## АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

Итак, ядерная энергетика – это прагматическая наука. Она обладает всеми атрибутами науки, не уступая в плане научности любым другим учениям. По степени научности можно сравнивать лишь теории, которые образуют ряд восходящего знания. Но, например, физика, с одной стороны, и ядерная энергетика, с другой стороны, относятся к различным областям знаний. По степени научности они не соизмеримы.

Для понимания статуса ядерной энергетики желательно иметь четкие представления о соотношении технических и физических понятий. Распространенная форма недопонимания содержания этого отношения приводит к рецидивам физикализма, а он в свою очередь сродни едва ли не полному отрицанию своеобразия ядерной энергетики.

Исследователям крайне часто приходится учитывать связь двух и более наук. Допустим, что речь идет о физической и энергетической теориях. Каждая из этих двух теорий своеобразна. Энергетика, равно как и любая другая наука, не приемлет чужаков, лишенных ее своеобразия. Следовательно, в своем первозданном виде физические понятия не могут быть зачислены в штат энергетической концепции. Но и без них она не в состоянии обойтись. Выход из затруднительной ситуации находится. И состоит он во вменении физическим понятиям технических концептов. Как это понимать? Физические понятия рассматриваются не в своей первозданной чистоте, а как символы технических концептов. Они становятся средством достижения технических целей. Лозунг физика – «Физика превыше всего, она автономна!». Лозунг энергетика – «Физика ради полезной энергии!».

Физика конструируется принципиально по-другому, чем энергетика. Особенно наглядно это проявляется в выборе самых главных принципов, определяющих смысл законов. Физики руководствуются принципом наименьшего действия, энергетики – принципом максимизации полезной энергии. Все понятия рассматриваются физиками, с одной стороны, и энергетиками, с другой стороны, в принципиально различных стилях. Энергия в физике – это всего лишь один из признаков физических явлений наряду с массой, импульсом, спином и т.д. В энергетике же акцент делается на полезной энергии, своеобразном товаре, который оплачивается людьми. Энергетики поставляют людям не массы, скорости, импульсы и изотопические спины, а полезную энергию, ту, которая необходима, в частности, для отопления домов и приведения в действие электроприборов.

В литературе часто рассуждают о междисциплинарных дисциплинах. Вроде бы и ядерную энергетику можно было бы охарактеризовать как междисциплинарную науку. Однако необходимо иметь в виду, что как таковых междисциплинарных наук нет. Есть связи между дисциплинами, но они не образуют особую науку. Что же касается природы этих связей, то она обсуждалась выше.

Ядерная энергетика является бурно развивающейся наукой. В этом качестве она нуждается в метанаучном прояснении. В частности, необходимо определиться с ее статусом. На мой взгляд, пора решительно отказаться от все еще правящего бал в ядерной энергетике физикализма. Ядерная энергетика – прагматическая (аксиологическая) наука. Она обладает всеми признаками аксиологической науки. Ядерная энергетика не занимает подчиненное положение по отношению к физике. Творцам ядерной энергетики есть чем гордиться в качестве ученых. Они создали уникальную рафинированную в концептуальном отношении науку. Ее смыслы воплощают не только мысли, чувства и слова, но и технические устройства и, что самое главное, практические отношения между людьми.

**Литература**

1. Канке В.А. Общая философия науки. – М.: Омега-Л, 2009. – С. 65-79.
2. Пружинин Б.И. О пользе фундаментальности, или бытъ ли в России большой науке//Вопросы философии. – 1996. – № 12. – С. 137.
3. <http://www.rosatom.ru/wps/wcm/connect/rosatom/rosoatomsite/aboutcorporation/activity/science/> (обращение 29.04.2011).

Поступила в редакцию 8.09.2011

# СРАВНИТЕЛЬНАЯ ОЦЕНКА ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ ГИДРОБИОНТОВ ОТ РАДИАЦИОННЫХ АВАРИЙ НА АЭС «ФУКУСИМА» И ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС

**И.И. Крышев, А.И. Крышев**  
ФГБУ «НПО «Тайфун», г. Обнинск



Представлены оценки дозы облучения объектов морской биоты в марте-мае 2011 г. в прибрежной зоне вблизи аварийной АЭС «Фукусима» и в открытом море. Показано, что для наиболее радиочувствительных морских организмов (рыбы и моллюски) дозы облучения не превышали референтного уровня 10 мГр/сут. В открытом море на удалении в 30 км от АЭС дозы облучения морской биоты были существенно ниже по сравнению с прибрежной зоной вблизи АЭС. Выполнена сравнительная оценка дозы облучения водных организмов в зонах отчуждения Чернобыльской АЭС и АЭС «Фукусима».

**Ключевые слова:** радиационная авария, АЭС «Фукусима», дозы облучения, морская биота, Чернобыльская авария.

**Key words:** radiation accident, Fukushima nuclear power plant, radiation doses, marine biota, Chernobyl accident.

В связи с катастрофическим землетрясением и цунами 11 марта 2011 г. на атомной электростанции «Фукусима», расположенной на восточном побережье острова Хонсю (Япония), произошла радиационная авария, сопровождавшаяся поступлением радионуклидов в атмосферу и морскую среду. Предметом исследования является оценка дозы облучения морской биоты, подвергшейся воздействию радиоактивных сбросов аварийной АЭС «Фукусима», а также ее сопоставление с дозами облучения гидробионтов в ближней зоне Чернобыльской АЭС.

## МЕТОДИКА ОЦЕНКИ

В качестве исходных данных для оценки дозы облучения объектов морской биоты использовались данные мониторинга за удельной активностью радионуклидов в морской воде в период с 21 марта по 8 мая 2011 г. в двух зонах: в прибрежной части моря в зоне отчуждения вблизи АЭС и в открытом море на удалении около 30 км от АЭС [1–4]. В результате измерения в морской воде были обнаружены  $^{58}\text{Co}$ ,  $^{95}\text{Zr}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{132}\text{I}$ ,  $^{132}\text{Te}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{136}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{140}\text{Ba}$ ,  $^{140}\text{La}$  и другие. По величине активности и длительности обнаружения наибольшее значение в рассматриваемый период имели из короткоживущих радионуклидов –  $^{131}\text{I}$  (с перио-

© И.И. Крышев, А.И. Крышев, 2011

дом полураспада 8 сут), из долгоживущих –  $^{137}\text{Cs}$  (период полураспада 30 лет) и  $^{134}\text{Cs}$  (период полураспада 2 года). По этой причине именно эти радионуклиды использовались при оценках дозы. Распределение удельной активности радионуклидов в морской воде было неоднородным в пространстве и неравновесным во времени. Вблизи сбросных каналов в прибрежной части моря диапазон изменений среднесуточной удельной активности составлял 1–50 кБк/л для  $^{131}\text{I}$ , 0.1–20 кБк/л для  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{134}\text{Cs}$ . Изменения активности в отдельных пробах были еще больше. В открытой части моря вне зоны отчуждения активность проб воды была значительно ниже по сравнению с прибрежной частью (в среднем в 300–400 раз), т.е. имело место значительное разбавление содержания техногенных радионуклидов в морской воде уже на относительно небольшом расстоянии в 30 км от АЭС.

Оценки дозы облучения биоты производились по методам, изложенным в [5–8]. Доза облучения  $i$ -м радионуклидом  $k$ -го объекта биоты  $D_{i,k}$  складывается из дозы внутреннего облучения от радионуклида, инкорпорированного в ткани и органы водного организма  $D_{i,k}^{\text{внутр}}$ , дозы внешнего облучения от радионуклидов, содержащихся в воде  $D_{i,k}^{\text{внеш, вод}}$  и донных отложениях  $D_{i,k}^{\text{внеш, дон}}$ :

$$D_{i,k} = D_{i,k}^{\text{внутр}} + D_{i,k}^{\text{внеш, вод}} + D_{i,k}^{\text{внеш, дон}}. \quad (1)$$

Доза внутреннего облучения  $k$ -го объекта биоты от инкорпорированного  $i$ -го радионуклида рассчитывается по формуле

$$D_{i,k}^{\text{внутр}} = DCF_{i,k}^{\text{внутр}} \cdot C_{i,k} \cdot \tau, \quad (2)$$

где  $D_{i,k}^{\text{внутр}}$  – доза внутреннего облучения, Гр;  $DCF_{i,k}^{\text{внутр}}$  – фактор дозовой конверсии для внутреннего облучения  $k$ -го объекта биоты от  $i$ -го радионуклида, (Гр/ч)/(Бк/кг сырого веса);  $C_{i,k}$  – удельная активность  $i$ -го радионуклида в организме  $k$ -го объекта биоты, Бк/кг сырого веса;  $\tau$  – время облучения, ч.

Доза внешнего облучения  $k$ -го объекта биоты от  $i$ -го радионуклида, содержащегося в воде, рассчитывается по формуле

$$D_{i,k}^{\text{внеш, вод}} = DCF_{i,k}^{\text{внеш}} \cdot C_i \cdot \alpha_k^{\text{вод}} \cdot \tau, \quad (3)$$

где  $D_{i,k}^{\text{внеш, вод}}$  – доза внешнего облучения от  $i$ -го радионуклида, содержащегося в воде, Гр;  $DCF_{i,k}^{\text{внеш}}$  – фактор дозовой конверсии для внешнего облучения  $k$ -го объекта биоты от  $i$ -го радионуклида, (Гр/ч)/(Бк/кг);  $C_i$  – удельная активность  $i$ -го радионуклида в воде, Бк/л;  $\alpha_k^{\text{вод}}$  – доля времени, которую  $k$ -й референтный организм проводит в воде.

Доза внешнего облучения  $k$ -го объекта биоты от  $i$ -го радионуклида, содержащегося в донных отложениях, оценивается при консервативном приближении полубесконечной геометрии источника по формуле

$$D_{i,k}^{\text{внеш, дон}} = 0.5 \cdot DCF_{i,k}^{\text{внеш}} \cdot C_i^{\text{дон}} \cdot \alpha_k^{\text{дон}} \cdot \tau, \quad (4)$$

где  $D_{i,k}^{\text{внеш, дон}}$  – доза внешнего облучения от  $i$ -го радионуклида, содержащегося в донных отложениях, Гр;  $DCF_{i,k}^{\text{внеш}}$  – фактор дозовой конверсии для внешнего облучения  $k$ -го объекта биоты от  $i$ -го радионуклида, (Гр/ч)/(Бк/кг сырого веса);  $C_i^{\text{дон}}$  – удельная активность  $i$ -го радионуклида в донных отложениях, Бк/кг сырого веса;  $\alpha_k^{\text{дон}}$  – доля времени, которую  $k$ -й референтный организм проводит вблизи дна.

Численные значения параметров для оценки дозы облучения объектов морской биоты представлены в табл. 1. В качестве референтных объектов биоты были выбраны рыба, моллюски и водоросли. Удельная активность радионуклидов в биоте определялась расчетным путем умножения удельных активностей радионуклидов в морской воде, измеренных в результате радиационного мониторинга [1–2] на величины соответствующих факторов накопления. Значения факторов накопления

Таблица 1

**Параметры для оценки дозы облучения морской биоты**

Параметр	Размерность	$^{131}\text{I}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{134}\text{Cs}$
Удельная активность радионуклида в морской воде:				
– прибрежная зона	кБк/л	$6.8 \pm 3.4$	$2.9 \pm 1.4$	$2.6 \pm 1.2$
– открытое море	Бк/л	$17 \pm 10$	$10 \pm 6$	$9 \pm 5$
Равновесный коэффициент накопления радионуклида в рыбе относительно воды	л/кг	$9 \cdot 10^0$	$4 \cdot 10^1$	$4 \cdot 10^1$
Равновесный коэффициент накопления радионуклида в моллюсках относительно воды	л/кг	$1 \cdot 10^1$	$6 \cdot 10^1$	$6 \cdot 10^1$
Равновесный коэффициент накопления радионуклида в водорослях относительно воды	л/кг	$1 \cdot 10^3$	$5 \cdot 10^1$	$5 \cdot 10^1$
Фактор дозовой конверсии внутреннего облучения				
– рыбы	(мкГр/ч)/(Бк/кг)	$1.3 \cdot 10^{-4}$	$1.8 \cdot 10^{-4}$	$1.9 \cdot 10^{-4}$
– моллюсков	(мкГр/ч)/(Бк/кг)	$1.2 \cdot 10^{-4}$	$1.5 \cdot 10^{-4}$	$1.2 \cdot 10^{-4}$
– растений	(мкГр/ч)/(Бк/кг)	$1.0 \cdot 10^{-4}$	$1.3 \cdot 10^{-4}$	$9.5 \cdot 10^{-5}$
Фактор дозовой конверсии внешнего облучения				
– рыбы	(мкГр/ч)/(Бк/л)	$2.0 \cdot 10^{-4}$	$2.9 \cdot 10^{-4}$	$8.1 \cdot 10^{-4}$
– моллюсков	(мкГр/ч)/(Бк/л)	$2.1 \cdot 10^{-4}$	$3.2 \cdot 10^{-4}$	$8.7 \cdot 10^{-4}$
– водорослей	(мкГр/ч)/(Бк/л)	$2.3 \cdot 10^{-4}$	$3.4 \cdot 10^{-4}$	$9.0 \cdot 10^{-4}$

изотопов цезия в рыбе были рассчитаны на основании данных по Дальневосточному региону, представленных в [9], фактор накопления йода-131 в водорослях был оценен по данным наблюдений на территории Чернобыльского радиоактивного следа, остальные факторы накопления были взяты из публикации МАГАТЭ [10]. Факторы дозовой конверсии для внутреннего и внешнего облучения различными радионуклидами объектов биоты приведены в [7–8].

**РЕЗУЛЬТАТЫ ОЦЕНКИ ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ МОРСКОЙ БИОТЫ**

Усредненные оценки мощности дозы облучения объектов биоты в прибрежной морской зоне вблизи АЭС показывают, что доза внутреннего облучения рыбы и моллюсков, в основном, обусловлена радиоактивными изотопами цезия (табл. 2). Для водорослей имеют место более высокие уровни внутреннего облучения по сравнению с рыбой и моллюсками вследствие аккумуляции ими радиоактивного йода. Поскольку период полураспада  $^{131}\text{I}$  составляет всего восемь суток, доза облучения водорослей будет относительно быстро снижаться со временем при условии прекращения поступления в морскую среду значительных количеств этого изотопа.

Дозы внешнего облучения объектов биоты от воды примерно сопоставимы между собой, и на порядок и более ниже дозы внутреннего облучения. Суммарная мощность дозы внутреннего и внешнего облучения пелагической рыбы в прибрежной морской зоне АЭС «Фукусима» в марте–мае 2011 г. по расчетным оценкам в среднем составляла около 1.2 мГр/сут. Дозы внешнего облучения биоты от донных отложений прибрежной зоны не рассчитывались вследствие отсутствия адекватных качественных оценок параметров, необходимых для проведения такого рода расчетов, в условиях существенной неравновесности распределения радионуклидов в системе вода – донные отложения в исследуемый период.

Таблица 2  
**Оценка дозы облучения морской биоты в районе аварийной АЭС «Фукусима»,  $10^{-3}$  Гр/сут (март-май 2011 г.)**

Компонент дозы	Рыба	Моллюски	Водоросли
<i>Прибрежная зона отчуждения</i>			
Внутреннее облучение, в том числе	1.2	1.3	17.0
$^{131}\text{I}$	0.2	0.2	16.3
$^{134}\text{Cs}$	0.5	0.5	0.3
$^{137}\text{Cs}$	0.5	0.6	0.4
Внешнее облучение от воды, в том числе	0.10	0.11	0.12
$^{131}\text{I}$	0.03	0.03	0.04
$^{134}\text{Cs}$	0.05	0.06	0.06
$^{137}\text{Cs}$	0.02	0.02	0.02
<i>Открытое море</i>			
Внутреннее облучение, в том числе	0.0039	0.0044	0.0434
$^{131}\text{I}$	0.0005	0.0005	0.041
$^{134}\text{Cs}$	0.0017	0.0017	0.001
$^{137}\text{Cs}$	0.0017	0.0022	0.0014
Внешнее облучение от воды, в том числе	0.00034	0.00036	0.00036
$^{131}\text{I}$	0.0001	0.0001	0.0001
$^{134}\text{Cs}$	0.00017	0.00019	0.00019
$^{137}\text{Cs}$	0.00007	0.00007	0.00007

Дозы облучения биоты в открытом море были существенно ниже по сравнению с прибрежной зоной вблизи АЭС. Для рыбы в открытом море мощность дозы внутреннего облучения составляла около  $4 \cdot 10^{-6}$  Гр/сут, что примерно в 300 раз ниже по сравнению с прибрежной зоной. Мощность дозы внешнего облучения морской биоты от воды была на порядок ниже дозы внутреннего облучения.

Для ориентировочных оценок дозы внешнего облучения биоты от донных отложений в открытом море использовали данные о содержании радионуклидов в придонном слое морской воды в апреле 2011 г. [2]. Значения факторов накопления радионуклидов в донных отложениях были взяты из работы [9]. В среднем оцененные мощности дозы облучения гидробионтов от донных отложений в открытом море составляли  $8 \cdot 10^{-5}$  Гр/сут и, в основном, были обусловлены радиоизотопами цезия. С учетом таких консервативных оценок суммарные мощности дозы внутреннего и внешнего облучения гидробионтов за пределами 30-километровой зоны АЭС были существенно ниже референтного уровня облучения водной биоты 10 Гр/сут [11–14].

Динамика мощности дозы облучения рыбы оценена двумя способами: с использованием равновесных коэффициентов накопления  $^{131}\text{I}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$  в рыбе (табл. 1) и с помощью динамической радиоэкологической модели ECOMOD, основные положения и уравнения которой изложены в работах [15–19]. Результаты расчетов для прибрежного участка и открытого моря представлены на рис.1. Радиоэкологическое равновесие в распределении долгоживущих радионуклидов ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ) в системе «вода – рыба» отсутствует спустя два месяца после радиационной аварии на АЭС «Фукусима» как для прибрежного участка вблизи АЭС, так и для

открытого моря, поскольку скорость очищения воды существенно превышает скорость самоочищения рыбы от этих радионуклидов. Максимальные мощности дозы внутреннего облучения рыбы прибрежного участка по равновесной модели оценены для периода 30 марта–2 апреля 2011 г. 4–8 мГр/сут, по динамической модели для этого же периода такие оценки ниже и составляют 0.9–1.2 мГр/сут. Мощности дозы облучения рыбы прибрежного участка в период 1–6 мая 2011 г., оцененные по равновесной модели, составляют 0.02–0.03 мГр/сут, тогда как расчет по динамической модели показывает на порядок более высокие уровни облучения рыб 0.4–0.5 мГр/сут. Таким образом, если в течение первых 20-ти дней после аварии равновесная модель дает более консервативную оценку мощностей доз облучения рыб, то в последующий период использование равновесных коэффициентов накопления будет приводить к занижению оценок уровней загрязнения рыб  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{134}\text{Cs}$  и, соответственно, уровней внутреннего облучения рыб от этих радионуклидов. В целом, за исследуемый период 21 марта–8 мая 2011 г. оценка средней за 49 дней мощности дозы облучения рыб прибрежного участка по равновесной модели 1.2 мГр/сут оказалась более консервативной, чем оценка по динамической модели 0.6 мГр/сут. Средняя мощность доз облучения рыб открытого моря на расстоянии 30 км от АЭС «Фукусима» за исследуемый период оценена по равновесной модели  $3.9 \cdot 10^{-3}$  мГр/сут, по динамической модели  $1.7 \cdot 10^{-3}$  мГр/сут.

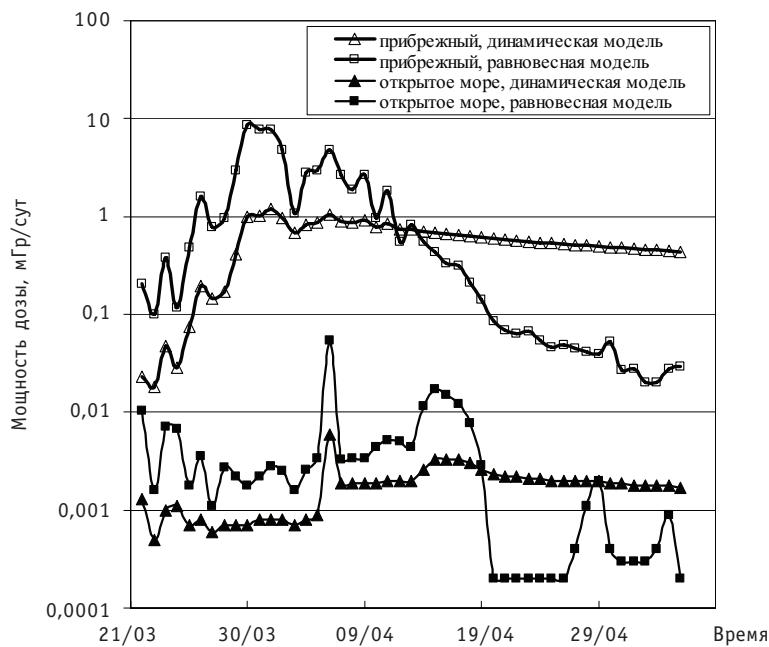


Рис. 1. Динамика изменений мощности дозы внутреннего облучения рыбы в прибрежной части моря вблизи АЭС «Фукусима» (вверху) и в открытом море в 30-ти км от АЭС (внизу)

### СРАВНИТЕЛЬНАЯ ОЦЕНКА ПОСЛЕДСТВИЙ РАДИАЦИОННЫХ АВАРИЙ НА АЭС «ФУКУСИМА» И ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС ДЛЯ ВОДНОЙ БИОТЫ

Имеют место существенные различия в характере и особенностях радиоактивного загрязнения окружающей среды на АЭС «Фукусима» и Чернобыльской АЭС. На АЭС «Фукусима» выбросы радиоактивных веществ произошли на остановленных ядерных реакторах вследствие отказа системы охлаждения в результате катастрофического внешнего воздействия землетрясения. Уровни радиоактивного

загрязнения окружающей среды за пределами зоны отчуждения относительно невелики. На Чернобыльской АЭС аварийный выброс произошел при работающем ядерном реакторе и вызвал загрязнение окружающей среды не только в зоне отчуждения, но и за ее пределами.

Вместе с тем, несмотря на существенные различия в причинах и характере радиоактивного загрязнения радиационных аварий представляет интерес сравнительная оценка их радиоэкологических последствий для биоты. Для моллюсков водоема-охладителя ЧАЭС мощность дозы внутреннего облучения достигала в апреле-мае 1986 г. 5 мГр/сут, а для рыбы 2,9 мГр/сут [20–22]. Основной вклад в дозу облучения водной биоты вносили  $^{95}\text{Zr}$ ,  $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{103}\text{Ru}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{140}\text{Ba}$ ,  $^{140}\text{La}$ ,  $^{141}\text{Ce}$ ,  $^{144}\text{Ce}$ . В последующем по мере распада короткоживущих радионуклидов основное значение в формировании дозы облучения биоты зоны отчуждения стали приобретать  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$ . При этом мощность дозы облучения к 1987 г. заметно снизилась. По сравнению с Чернобыльской аварией для морской биоты в зоне отчуждения вблизи АЭС «Фукусима» имеют место более низкие дозы облучения: для рыбы – в 2,4 раза, а для моллюсков – в 3,8 раза (рис. 2). Основной вклад в эту дозу вносили  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{134}\text{Cs}$  (более 80 %), а также  $^{131}\text{I}$ .

Следует отметить, что по данным радиоэкологических исследований не наблюдалось значимого радиационного воздействия на водные экосистемы в зонах отчуждения ЧАЭС на биоценотическом и популяционном уровнях, т.е. эти экосистемы сохранили свою жизнеспособность и видовое разнообразие [23–24].

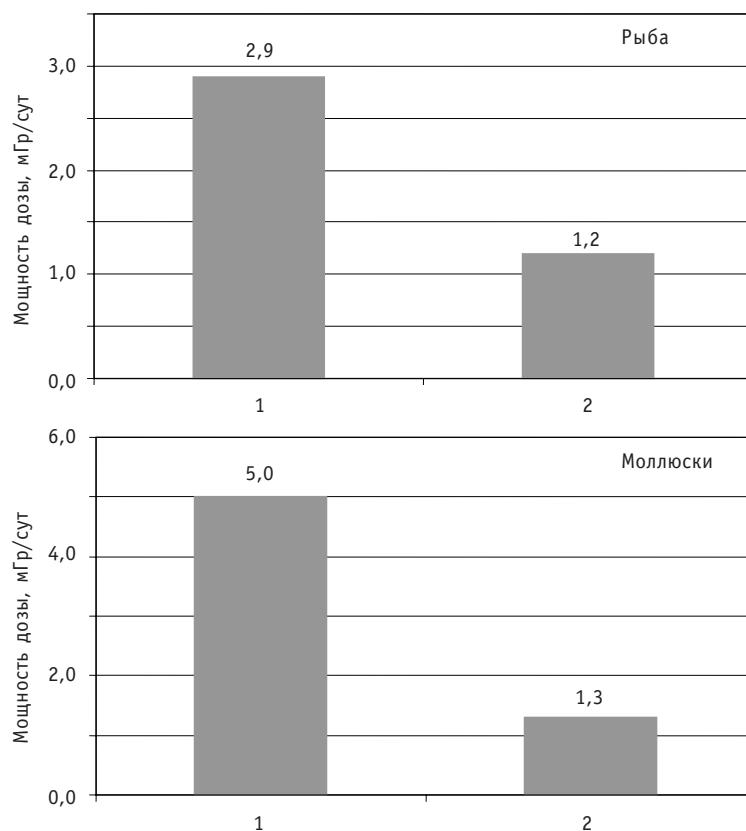


Рис. 2. Мощность дозы внутреннего облучения водной биоты в зонах отчуждения радиационных аварий: 1 – водоем-охладитель Чернобыльской АЭС (апрель–май 1986 г.); 2 – прибрежная морская зона вблизи АЭС «Фукусима» (март–май 2011 г.).

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В настоящее время наряду с обеспечением радиационной защиты человека от воздействия ионизирующего излучения уделяется значительное внимание проблеме радиационной безопасности окружающей среды [8, 14, 25]. Основными целями охраны окружающей среды от радиационного воздействия являются предотвращение или уменьшение частоты эффектов, которые могут привести к преждевременной смертности или снижению репродуктивного потенциала у отдельных видов флоры и фауны; сохранение видов, поддержание биоразнообразия, или сообществ живых организмов, а также надлежащего качества среды обитания.

В связи с огромным видовым разнообразием биосфера методология радиационной безопасности окружающей среды разрабатывается для сравнительно небольшого числа представительных (референтных) объектов. Согласно расчетным оценкам, выполненным на основании данных радиационного мониторинга морской воды в районе АЭС «Фукусима», для наиболее радиочувствительных морских организмов (рыбы и моллюсков) дозы облучения не превышали референтного уровня 10 мГр/сут. В открытом море на удалении в 30 км от АЭС дозы облучения морской биоты были существенно ниже по сравнению с прибрежной зоной вблизи сбросных каналов АЭС.

В целях уточнения радиоэкологической обстановки в морских районах, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате аварии на АЭС «Фукусима», рекомендуется включение в программы радиационного мониторинга и комплексных обследований наряду с измерениями удельной активности радионуклидов в морской воде определение их содержания в донных отложениях и представительных объектах морской биоты.

## Литература

1. TEPCO. Press Release No. 1-22. Detection of Radioactive Materials from Seawater near Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, with attachments. 2011.
2. MEXT – Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology. Readings of Sea Area Monitoring at Post Out of Fukushima Dai-ichi NPP. 2011.
3. IAEA – International Atomic Energy Agency. IAEA Briefings on Fukushima Nuclear Accident. Vienna, 2011.
4. WHO – World Health Organization. Japan earthquake and tsunami. Situation Reports, 2011.
5. Крышев И.И., Сазыкина Т.Г. Имитационные модели динамики экосистем в условиях антропогенного воздействия ТЭС и АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 1990.
6. Kryshev A.I., Sazykina T.G., Strand P., Brown J.E. Radioecological model for dose estimation to Arctic marine biota. In: Proceedings of the 5<sup>th</sup> International Conference on Environmental Radioactivity in the Arctic and Antarctic, St.Petersburg, 16-20 June 2002. NRPA, Norway, 2002. P. 326-329.
7. Ulanovsky A., Pruhl G. Tables of dose conversion coefficients for estimating internal and external radiation exposures to terrestrial and aquatic biota. Radiation and Environmental Biophysics, 2008. Vol. 47 (2), p.195 – 203.
8. UN – United Nations. Effects of radiation on the environment. UNSCEAR 2008 Report to the General Assembly with Scientific Annexes. Volume II, Scientific Annex E. Effect of ionizing radiation on non-human biota. United Nations, New York, 2011.
9. Сивинцев Ю.В., Вакуловский С.М., Васильев А.П. и др. Техногенные радионуклиды в морях, омывающих Россию. Радиоэкологические последствия удаления радиоактивных отходов в Арктические и Дальневосточные моря (Белая книга-2000). – М.: ИздАТ, 2005.
10. IAEA – International Atomic Energy Agency. Sediment Distribution Coefficients and Concentration Factors for Radionuclides for Biota in the Marine Environment. Technical Reports Series No.422, Vienna, 2004.

11. NCRP – National Council on Radiation Protection and Measurements. Effects of Ionizing Radiation on Aquatic Organisms. NCRP Report N 109, Bethesda, Maryland, USA, 1991.
12. IAEA – International Atomic Energy Agency. Effects of Ionizing Radiation on Plants and Animals at Levels Implied by Current Radiation Protection Standards. Technical Report Series N 332. Vienna, IAEA, 1992.
13. UN – United Nations. Effects of radiation on the environment. UNSCEAR Report. United Nations, New York, 1996.
14. Крышев И.И., Рязанцев Е.П. Экологическая безопасность ядерно-энергетического комплекса России. – М.: ИздАТ, 2010.
15. Sazykina T.G. ECOMOD – An ecological approach to radioecological modelling// Journal of Environmental Radioactivity. – 2000. – V. 50(3). – P. 207-220.
16. Kryshev A.I., Ryabov I.N. A dynamic model of <sup>137</sup>Cs accumulation by fish of different age classes// Journal of Environmental Radioactivity. – 2000. – V. 50(3). – P. 221-233.
17. Kryshev A.I. Modelling the accumulation of <sup>137</sup>Cs by age-structured fish population. Radioprotection – Colloques, 2002. Vol. 37(C1,2). P. 627-632.
18. Kryshev A.I. Evaluation of the biological transfer of <sup>32</sup>P, <sup>137</sup>Cs and <sup>65</sup>Zn by fish in the Yenisei River. The Science of the Total Environment, 2004. Vol. 322(1-3). P. 191-207.
19. Kryshev A.I. <sup>90</sup>Sr in fish: a review of data and possible model approach. The Science of the Total Environment, 2006. Vol. 370(1). P. 182-189.
20. Kryshev I.I., Sazykina T.G. Assessment of radiation doses to aquatic organisms in the Chernobyl Contaminated Area//Journal of Environmental Radioactivity. – 1995. – V. 28(1). – P. 91-103.
21. Крышев И.И., Алексахин Р.М., Рябов И.Н. и др. Радиоэкологические последствия Чернобыльской аварии. – М.: Ядерное общество СССР, 1991.
22. Kryshev A.I. Modelling of accidental radioactive contamination and assessment of doses to biota of the Chernobyl NPPs cooling pond. In: Proceedings of the Topical Meeting of International Union of Radioecology, Mol, 1 – 5 June 1998. Balen, Belgium, BVG, 1998. P. 32-38.
23. Алексахин Р.М., Булдаков Л.А., Губанов В.А. и др. Крупные радиационные аварии: последствия и защитные меры/Под общей ред. Л.А. Ильина и В.А. Губанова. – М.: ИздАт, 2001.
24. Kryshev I.I., Sazykina T.G. and Beresford N.A. Effects on wildlife. In: Chernobyl – Catastrophe and Consequences/Edited by Smith J.T. and Beresford N.A. – Springer. Praxis Publishing Ltd Chichester, 2005. – P. 267-287.
25. МКРЗ – Международная комиссия по радиологической защите. Публикация 91. Основные принципы оценки воздействия ионизирующих излучений на живые организмы, за исключением человека/Пер. с англ. – М.: Изд. «Комтехпринт», 2004.

Поступила в редакцию 17.05.2011

# ИЗВЛЕЧЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ ВОДНЫХ СРЕД НОВЫМ ВЫСОКО ТЕРМОСТОЙКИМ АЛЮМОСИЛИКАТНЫМ СОРБЕНТОМ

**А.С. Шилина, В.К. Миличук, О.А. Ананьева**

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



Предложен простой экологически безопасный дешевый способ синтеза алюмосиликатных сорбентов, аналогов природных цеолитов, протекающий в одну технологическую стадию. Определена его статическая сорбционная емкость (мг/г) по отношению к катионам  $\text{Fe}^{3+}$  –  $582 \pm 30$ ,  $\text{Ni}^{2+}$  –  $120 \pm 20$ ,  $\text{Pb}^{2+}$  –  $240 \pm 20$ ,  $\text{Cu}^{2+}$  –  $160 \pm 20$ ,  $\text{Sr}^{2+}$  –  $226 \pm 11$ ,  $\text{Cs}^+$  –  $2350 \pm 117$ . Установлено, что сорбционная емкость адсорбента увеличивается в два-три раза после термической обработки. Алюмосиликатные адсорбенты обладают высокой химической, радиационной и термической стойкостью.

**Ключевые слова:** сорбция, адсорбент, радионуклиды, цезий, стронций, сорбционная емкость.

**Key words:** sorption, adsorbent, radionuclides, cesium, strontium, sorption capacity.

## ВВЕДЕНИЕ

Накопление и распространение радионуклидов в природных водных средах вследствие участившихся техногенных катастроф, многолетней работы атомных станций и предприятий по переработке радиоактивных материалов, а также необходимость очистки технических вод на предприятиях атомной промышленности делают актуальными поиск и разработку новых эффективных сорбционных материалов. В настоящее время для извлечения радионуклидов из различных водных сред широко применяются природные и синтетические ионообменники, комплексообразующие, модифицированные, композиционные и другие сорбционные материалы [1, 2]. Сорбционные методы, имеющие высокие коэффициенты очистки и позволяющие при использовании высоко термостойких сорбентов проводить обработку воды без снижения температуры и потери тепла, являются очень перспективными и для удаления радиоактивных продуктов коррозии из воды первого контура АЭС. Это обстоятельство является особенно важным, поскольку современная ядерная энергетика базируется на ядерных реакторах, работающих при высоких температурах.

Универсальным сорбентом для очистки водных сред АЭС до сих пор являются ионообменные смолы, представляющие собой доступные органические иониты. Существенным недостатком ионитов является низкая термическая стойкость, которая накладывает жесткое ограничение – не выше  $50^\circ\text{C}$  – на верхний предел ра-

© А.С. Шилина, В.К. Миличук, О.А. Ананьева, 2011

бочей температуры применения ионообменных смол. Это требует предварительного охлаждения воды на сложной металлоемкой и дорогостоящей установке. Кроме того, при попадании в высокотемпературные участки тракта реактора иониты подвергаются термолизу с образованием ряда химических соединений, что может вызывать нарушение водно-химического режима и оказывать коррозионное воздействие на конструкционные материалы [3].

Многих недостатков лишены твердые неорганические сорбенты, из которых наибольшее значение имеют природные и синтетические алюмосиликаты (вермикулиты, биотиты, глаукониты, цеолиты и др.). Они чаще всего обладают механической, химической и радиационной стойкостью [4]. Исследования показали, что некоторые алюмосиликаты проявляют высокую сорбционную способность по отношению к катионам цезия и стронция (катионообменная емкость 1–2 мг-экв/г). Так, природные цеолиты проявляют весьма высокую селективность к цезию и значительно меньшую к стронцию, в то время как двухмерные природные алюмосиликаты (монтмориллонит, вермикулит, бентонит) менее селективны [4–6]. Тем не менее, широкое использование природных цеолитов ограничено небольшим количеством месторождений и удаленностью их от промышленных зон. Применение синтетических цеолитов, имеющих высокую селективность по отношению к цезию либо к стронцию, сдерживается высокой стоимостью их производства. Таким образом, при выборе сорбционного материала необходимо учитывать устойчивость сорбента в водных средах (химическую, механическую, радиохимическую), его селективность, а также такие факторы, как простота получения сорбента, доступность и стоимость используемых для синтеза материалов.

В работе представлены результаты по исследованию способов синтеза и изучению физико-химических и сорбционных свойств новых твердых высокопористых алюмосиликатных сорбентов в гетерогенных гидрореакционных композициях на основе микродисперсного порошка алюминия и кремнийсодержащих соединений [7]. Полученные алюмосиликаты обладают высокой удельной поверхностью от 700 до 1000 м<sup>2</sup>/г, сформированной образующимся в этих же композициях молекулярным водородом, и уникально высокой сорбционной способностью по отношению к катионам тяжелых металлов, в том числе цезия и стронция. Синтезированные алюмосиликатные сорбенты обладают высокой термической стойкостью и способны удалять катионы металлов из водных растворов при высоких температурах, что делает перспективным их применение для очистки водных и газовых сред на АЭС и предприятиях топливно-энергетического комплекса [8–10].

## МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

Синтез алюмосиликатных адсорбентов, протекающих в гетерогенных гидрореакционных композициях на основе микродисперсного порошка алюминия и кремнийсодержащих соединений, проводили на лабораторной установке, состоящей из стеклянного реакционного сосуда, помещенного в терmostat и снабженного газоотводной трубкой, и мерного измерительного цилиндра, в котором методом Лаувазье (через водный затвор) собирают получаемый водород.

В гетерогенных композициях использовали порошок алюминия со средним размером частиц не более 25 мкм. В качестве кремнийсодержащих соединений использовали жидкое натриевое стекло с силикатными модулями 2.56 и 3.2, предоставленное Ступинским стекольным заводом (Московская область) (ГОСТ 13078-81), и кристаллогидрат метасиликата натрия  $\text{Na}_2\text{SiO}_3 \cdot 9\text{H}_2\text{O}$ . Измерения водородного показателя жидкого стекла и его водных растворов проводили с помощью pH-метра марки «Анион 104».

Для приготовления всех необходимых реагентов, применяемых в методиках, использовались химические реактивы марок «х.ч.», «ч.д.а.» и «о.с.ч.». Растворы готовили на дистиллированной воде. Массы навесок реагентов измеряли с помощью электронных весов марки Scout. Для исследования закономерностей получения газообразных и твердых продуктов химических реакций, протекающих в этих композициях, а также физико-химических свойств продуктов реакций использовали инструментальные методы анализа. Спектры в видимой и УФ-области измеряли на спектрофотометре марки СФ-56. Для измерения ИК-спектров в диапазоне 400–4000 см<sup>-1</sup> использовали ИК-фурье-спектрометр марки «Инфраклюм ФТ-02» с компьютерной системой регистрации и обработки спектров. Измерения структуры пористого порошка проводили на сканирующем электронном микроскопе типа TESLA BS-340 в Институте кристаллографии им. А.В. Шубникова РАН. Анализ состава газовых продуктов проводили на газовом хроматографе ЛХМ в лаборатории фильтрации жидкостей и газов Физико-энергетического института им. акад. А.И. Лейпунского. Рентгеновский анализ твердых образцов сорбента проводился на рентгеновском стационарном аппарате ДРОН-2,0 на кафедре материаловедения ИАТЭ.

Гравиметрический метод анализа использовали для установления химической формулы алюмосиликата. Для определения удельной поверхности адсорбента находили максимальную избыточную адсорбцию  $\Gamma_{\max}$  поверхностью-активного вещества на 1 см<sup>2</sup> поверхности «адсорбент-раствор» и максимальную адсорбцию  $a_{\max}$  этого же вещества 1 г адсорбента, определив экспериментально зависимость поверхностного натяжения растворов ПАВ от концентрации сталагмометрическим методом. Сорбционную емкость сорбента определяли графически с помощью линейной анаморфозы изотермы адсорбции Ленгмюра [7]. Равновесные концентрации сорбируемых компонентов определяли спектрофотометрическим методом на спектрофотометре марки СФ-56, спектрофлюориметрическим методом на анализаторе жидкости «Флюорат-02-2М» с криоприставкой, а также методами высокоэффективной жидкостной хроматографии (ВЭЖХ), прямой потенциометрии, потенциометрического титрования, объемного анализа и гравиметрическим методом [11–13].

### РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Синтез алюмосиликатного сорбента проводили из двух похожих гетерогенных систем, состоящих из микродисперсного порошка алюминия, дистиллированной воды и жидкого натриевого стекла (первая система) или твердой соли кристаллогидрата метасиликата натрия  $Na_2SiO_3 \cdot 9H_2O$  (вторая система). В обоих случаях в ходе реакции между компонентами образуется молекулярный водород и твердый продукт, являющийся алюмосиликатом. Выделяющийся же водород создает в первоначально гелеобразном субстрате второго продукта реакции многочисленные поры и полости разного диаметра, от макро- до наноразмеров, что обеспечивает образующемуся в конце процесса твердому алюмосиликату высокую удельную поверхность и, как следствие, высокие сорбционные свойства к ряду компонентов водных растворов. На рисунке 1 представлена СЭМ-микрофотография образца алюмосиликата. Видно, что он содержит огромное количество капилляров и пор микронного размера и, не исключено, нанопор.

Результаты экспериментальных исследований показали, что на выход алюмосиликата и скорость его образования большое влияние оказывают соотношение компонентов реакционной смеси в обеих изучаемых гетерогенных системах, а также температура проведения процесса. Экспериментальным путем для обеих

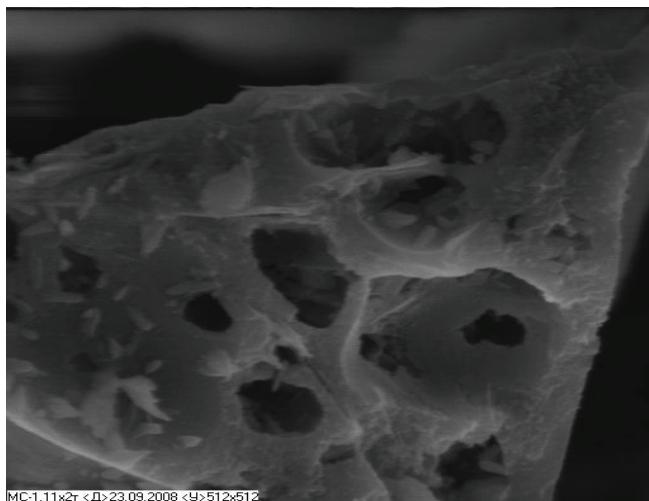


Рис. 1. СЭМ-микрофотография алюмосиликатного адсорбента-2

систем были подобраны оптимальные соотношения компонентов реакционной смеси и необходимые условия проведения процесса, обеспечивающие максимальный выход алюмосиликата и его однородность за счет полного превращения исходных веществ.

В случае первой системы, при соотношении порошка алюминия, жидкого натриевого кремниевого стекла и воды в весовых единицах 1 : 2–2.5 : 3–7 образуется алюмосиликат в виде аморфного однородного порошка, что подтверждает рентгенофазный анализ. При иных соотношениях компонентов реагирующей смеси в твердом продукте реакции наряду с алюмосиликатом находятся непрореагировавшие компоненты. Это может быть порошок алюминия, если он был в избытке, или жидкое стекло при недостаточном количестве воды и(или) алюминия. В этом случае образующийся продукт не является однородным, а выход непосредственно алюмосиликата снижается. Кроме того, важной особенностью синтеза алюмосиликата в системе, включающей в себя жидкое стекло, является температурный режим процесса. Поскольку жидкое стекло представляет собой вязкий коллоидный раствор на основе полимерных цепочек анионов поликремниевых кислот, то осуществление любого процесса в такой системе встречает серьезные диффузионные ограничения. Было установлено, что диффузионные ограничения практически полностью снимаются и синтез алюмосиликата протекает с приемлемой скоростью в случае терmostатирования реакционной смеси при температуре 60°C.

Химические реакции во второй системе, включающей в свой состав кристаллогидрат метасиликата натрия, протекают при комнатной температуре и с высоким экзотермическим эффектом (энタルпия суммарного процесса  $\Delta H_{298} = -239 \pm 5$  кДж/моль). В результате этих реакций при соотношении компонентов реакционной смеси – алюминия, кристаллогидрата метасиликата натрия и воды – 1 : 2–2.5 : 5 также образуются водород и высокопористый алюмосиликат.

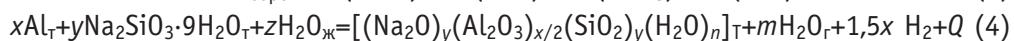
Таким образом, в обеих системах при протекании соответствующих физико-химических процессов синтезируется алюмосиликат, представляющий собой легкий порошок от белого до светло-серого цвета с размером частиц 2–20 мкм, насыпной плотностью  $\rho = 0.30 \pm 0.05$  г/см<sup>3</sup>, не растворяющийся в воде, кислотах и щелочах.

С использованием данных по массам веществ, вступающих в реакцию, и по массам продуктов реакции и учетом соотношений

$$m_{\text{исх. комп.}} = m_{\text{сorb}} + m_{\text{водор}} + \Delta m_{\text{потеря воды}}, \quad (1)$$

$$m_{\text{исх. комп.}} = m(\text{Al}) + m(\text{Na}_2\text{SiO}_3 \cdot 9\text{H}_2\text{O}) + m(\text{H}_2\text{O}), \quad (2)$$

$$m_{\text{сorb}} = m(\text{Na}_2\text{O}) + m(\text{SiO}_2) + m(\text{Al}_2\text{O}_3) + m_1(\text{H}_2\text{O}), \quad (3)$$



((1)–(3) – уравнения материального баланса, (4) – суммарное уравнение химического процесса, протекающего в гетерогенной композиции) был определен гравиметрическим методом примерный химический состав алюмосиликатов, образующихся в обеих системах. В первой системе синтезируется алюмосиликат, состав которого соответствует химической формуле  $(\text{Na}_2\text{O})_x(\text{Al}_2\text{O}_3)_y(\text{SiO}_2)_z(\text{H}_2\text{O})_n$ , где  $x = 1–2$ ,  $y = 2–4$ ,  $z = 1–2$ ,  $n = 13–20$ ; во второй системе – алюмосиликат с химической формулой  $(\text{Na}_2\text{O})_1(\text{Al}_2\text{O}_3)_{2.6}(\text{SiO}_2)_1(\text{H}_2\text{O})_{11}$ .

Оба алюмосиликата подвергались термической обработке в муфельной печи при температурах от 100 до 650°C, что позволило обнаружить высокую термическую стойкость этих соединений и последовательную потерю структурной воды. Было установлено, что алюмосиликаты, прокаленные в течение двух часов при температуре 600°C, полностью теряют воду, добавленную в реакционную смесь, и частично воду, входящую в состав жидкого стекла в случае алюмосиликата, синтезированного в первой системе. Состав таких алюмосиликатов отвечает соответственно химическим формулам  $(\text{Na}_2\text{O})_{1–2}(\text{Al}_2\text{O}_3)_{2–4}(\text{SiO}_2)_{1–2}(\text{H}_2\text{O})_{2–3}$  и  $(\text{Na}_2\text{O})_1(\text{Al}_2\text{O}_3)_{2.6}(\text{SiO}_2)_1$ .

Следует отметить близость химического строения обоих алюмосиликатов. Отличие наблюдается лишь в количестве молекул воды, которой в алюмосиликате, полученном на основе жидкого стекла, содержится в ~1.5–2 раза больше, чем в алюмосиликате, полученном на основе сухой соли. По-видимому, это обусловлено тем, что жидкое стекло содержит достаточно много связанной воды, входящей в его структуру. Близость строения алюмосиликатных адсорбентов подтверждается идентичностью ИК-спектров обоих алюмосиликатов, на которых отчетливо видны интенсивные полосы в области 950–1050  $\text{cm}^{-1}$  (связь Si-O), 1400–1450  $\text{cm}^{-1}$  (Na-O), 730–760  $\text{cm}^{-1}$  (Al-O), 3400–300  $\text{cm}^{-1}$  (O-H) (рис. 2). Эти полосы регистрируются и в ИК-спектрах природных силикатов. После термической обработки при температурах 700–1000°C исчезает полоса в области 3400–3500  $\text{cm}^{-1}$ , что, вероятно, обусловлено полным удалением молекул воды из структуры адсорбента.

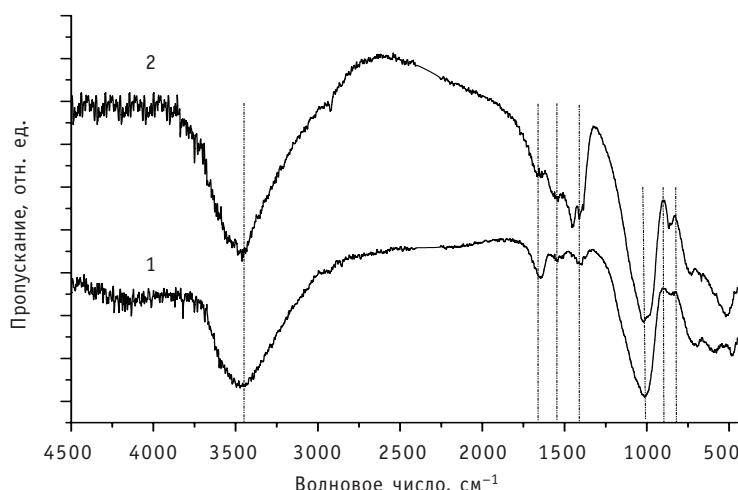


Рис. 2. ИК-спектры алюмосиликатных адсорбентов: 1 – на основе жидкого стекла (адсорбент-1); 2 – на основе кристаллогидрата метасиликата натрия (адсорбент-2)

Алюмосиликаты обладают высокой удельной поверхностью, которая составляет ~ 700 и 1000 м<sup>2</sup>/г соответственно для первой и второй систем. Такая развитая поверхность обеспечивает высокие сорбционные свойства.

Сорбционные свойства изучались в статических условиях по отношению к катионам Cs<sup>+</sup> и Sr<sup>2+</sup>, а также к катионам тяжелых металлов Fe<sup>3+</sup>, Ni<sup>2+</sup>, Pb<sup>2+</sup>, Cu<sup>2+</sup>. Были установлены следующие максимальные статические сорбционные емкости по этим компонентам (мг/г): Cs<sup>+</sup> – 2350 ± 117 (17 мг-экв/г), Sr<sup>2+</sup> – 226 ± 11 (2.5 мг-экв/г), Fe<sup>3+</sup> – 582 ± 30 (10 мг-экв/г), Ni<sup>2+</sup> – 120 ± 20 (2 мг-экв/г), Pb<sup>2+</sup> – 240 ± 20 (1 мг-экв/г), Cu<sup>2+</sup> – 160 ± 20 (2.5 мг-экв/г).

На рисунке 3 представлена изотерма адсорбции для катионов цезия.

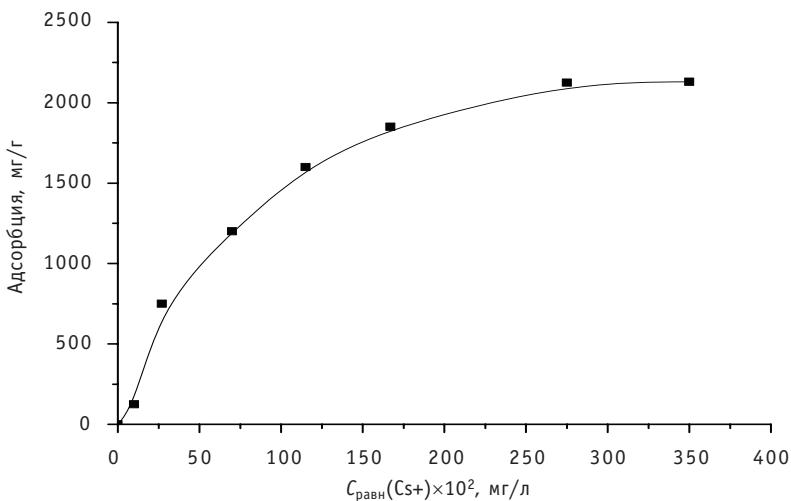


Рис. 3. Изотерма адсорбции катионов цезия, полученная на адсорбенте-2

Максимальная сорбция катионов цезия из водных растворов составила  $a_{\max} = 2350 \pm 117$  мг/г. Такая большая сорбционная емкость соответствует практически плотной упаковке сорбированных катионов по всей поверхности сорбента. Ионный радиус катиона цезия 0,165 нм. Площадь, занимаемая одним катионом, ~  $8,5 \cdot 10^{-20}$  м<sup>2</sup>, площадь, занимая 2350 мг катионов цезия, ~ 900 м<sup>2</sup>/г, в то время как удельная площадь поверхности сорбента 1000 м<sup>2</sup>/г.

Сорбция катионов Sr<sup>2+</sup> и Cs<sup>+</sup> представляет особый интерес, так как многие промышленные воды атомных предприятий загрязнены радиоактивными изотопами этих металлов. На примере стронция изучали сорбцию из двух серий модельных растворов, максимально приближенных по составу к сливным водам прачечных предприятий атомной промышленности. Первая серия модельных растворов – слабосоленые растворы – содержит хлорид стронция SrCl<sub>2</sub>·6H<sub>2</sub>O в различных концентрациях соли стронция (1500–12000 мг/л по Sr<sup>2+</sup>), NaNO<sub>3</sub> – 1 г/л, трилон Б – 1 г/л, щавелевую кислоту – 1 г/л, ПАВ – 1 г/л. Вторая серия модельных растворов хлорида стронция – среднесоленые растворы – содержит NaNO<sub>3</sub> – 13 г/л, трилон Б – 1 г/л, щавелевую кислоту – 1 г/л, ПАВ – 0.1 г/л.

На рисунке 4 представлены изотермы адсорбции катионов стронция из растворов с различным солесодержанием, из которого видно, что хотя с увеличением солесодержания сорбция катионов стронция заметно уменьшается, но, тем не менее, остается весьма значительной. Так, максимальная сорбция из растворов, приготовленных на дистиллированной воде, имеет величину  $a_{\max} = 226 \pm 11$  мг/г; максимальная сорбция из слабосоленных растворов  $a_{\max} = 132 \pm 7$  мг/г; максимальная сорбция из среднесоленных растворов  $a_{\max} = 103 \pm 6$  мг/г.

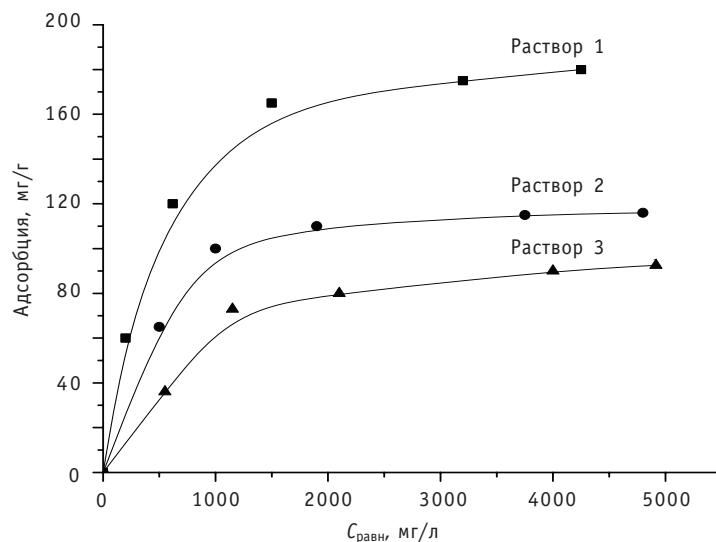


Рис. 4. Изотермы адсорбции катионов стронция на адсорбенте-2 из растворов, моделирующих воды прачечных АЭС: раствор 1 – приготовлен на дистиллированной воде; раствор 2 – на слабосоленой воде; раствор 3 – на среднесоленой воде

Эксперименты по термической модификации сорбентов показали, что с повышением температуры предварительной термической обработки адсорбента происходит увеличение его сорбционной емкости по отношению к катионам металлов. Например, сорбционная емкость по никелю возрастает в ~2.1 раза – от 100 мг/г (25°C) до 210 мг/г (600°C), сорбционная емкость по катионам свинца в ~2.7 раза – от 240 мг/г (25°C) до 660 мг/г (600°C).

Эксперименты по проведению сорбции катионов никеля и свинца из кипящих водных растворов показали, что статические сорбционные емкости составляют для никеля ~100 мг/г и свинца ~240 мг/г, т.е. в данных условиях сорбционные емкости по этим катионам остаются без изменения, что говорит о возможности использования сорбента для очистки горячих водных сред без их предварительного охлаждения.

Также установлено, что у сорбента, подвергшегося воздействию  $\alpha$ -излучения (доза 100 Мрад), ИК-спектр остается прежним, что и до воздействия, и при этом сохраняются в полном объеме сорбционные свойства.

## ВЫВОДЫ

1. Найден простой экологически безопасный дешевый способ синтеза алюмосиликатов, аналогов природных цеолитов, протекающий в одну технологическую стадию.

2. Синтезированные алюмосиликаты проявляют уникально высокую сорбционную способность по отношению к катионам тяжелых металлов и радиоактивных элементов: статическая сорбционная емкость (мг/г) составляет по  $\text{Fe}^{3+}$   $582 \pm 30$ ,  $\text{Ni}^{2+}$   $120 \pm 20$ ,  $\text{Pb}^{2+}$   $240 \pm 20$ ,  $\text{Cu}^{2+}$   $160 \pm 20$ ,  $\text{Sr}^{2+}$   $226 \pm 11$ ,  $\text{Cs}^{+}$   $2350 \pm 117$ .

3. Установлено, что сорбционная емкость адсорбента увеличивается в два-три раза после термической обработки, что обусловлено изменением химического состава и активацией адсорбентов.

4. Алюмосиликатные адсорбенты обладают высокой химической, радиационной и термической стойкостью, что позволяет рассматривать их в качестве перспективных адсорбентов для очистки водных сред, в том числе промышленных и сточных вод без предварительного охлаждения.

5. Синтезированные алюмосиликатные сорбенты могут быть перспективными для очистки водных сред на предприятиях топливно-энергетического комплекса, в том числе и для очистки горячих вод без их предварительного охлаждения.

### **Литература**

1. Тарковская И.А., Антонова Л.С., Гоба В.Е. и др. // Ж. прикл. химии. – 1995. – Т. 68. – № 4. – С. 624-629.
2. Мясоедова Г.В. // Рос. хим. ж. (Ж. Рос. хим. об-ва им. Д.И. Менделеева. 2005. – Т. 49. – № 2. – С. 72-75.
3. Коростелев Д.П. Обработка радиоактивных вод и газов на АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – (Б-ка эксплуатационника АЭС; Вып. 24) – 152 с.
4. Мясоедова Г.В., Никашина В.А. Сорбционные материалы для извлечения радионуклидов из водных сред // Рос. хим. ж. – 2006. – Т. L. – № 5. – С. 55-61.
5. Гелис В.М., Чувелева Э.А., Маслова Г.Б. и др. / В сб.: Современные проблемы физической химии. – М.: Граница, 2005. – С. 633-650.
6. Милютин В.В., Гелис В.М., Пензин Р.А. // Радиохимия. 1993. – Т. 35. – № 3. – С. 76-82.
7. Милинчук В.К., Шилина А.С. Патент на изобретение № 2402486. Бюл № 30.2010 г.
8. Шилина А.С., Милинчук В.К. Сорбционные свойства нового типа алюмосиликатного сорбента // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 3. – С. 24-30.
9. Шилина А.С., Милинчук В.К. Исследование сорбционных свойств термостойкого алюмосиликатного сорбента // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – № 3. – С. 58-65.
10. Шилина А.С., Милинчук В.К. Сорбционная очистка природных и промышленных вод от катионов тяжелых металлов и радионуклидов новым типом высокотемпературного алюмосиликатного адсорбента // Журнал «Сорбционные и хроматографические процессы». – 2010. – Т.10. – Вып. 2. – С. 237-245.
11. Гельфман М.И., Ковалевич О.В., Юстратов В.П. Коллоидная химия. – СПб.: Издательство «Лань», 2003. – 336 с.
12. Фадеева В.И., Шеховцова Т.Н., Иванов В.М. и др. / Под ред. Ю.А. Золотова. Основы аналитической химии. Практическое руководство: Учеб. пособие для вузов. – М.: Высшая школа, 2001. – 463 с.
13. Васильев В.П. Лабораторный практикум: Пособие для вузов. – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Дрофа, 2004. – 416 с.

Поступила в редакцию 17.06.2011

# РЕАКТОРЫ С ТЯЖЕЛЬМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ И НЕКОТОРЫЕ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ДАННЫЕ ДЛЯ НИХ

**А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, В.И. Белозеров**

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



Рассматривается проблема внутренней присущей безопасности реакторов с тяжелыми теплоносителями на примере проектов реакторов БРЕСТ-ОД-300 и СВБР-100. Даются основные характеристики этих реакторов. Приводятся результаты предварительного теплогидравлического расчета центральной ТВС активной зоны реактора БРЕСТ-ОД-300 (треугольная решетка твэлов). Подробно описывается конструкция теплогидравлической модели для намечаемых экспериментальных исследований активной зоны реактора СВБР-100.

**Ключевые слова:** внутренне присущая естественная безопасность, реактор, активная зона, свинец, свинец-висмут, теплогидравлический расчет, теплогидравлическая модель, имитатор твэла, имитатор СУЗ.

**Key words:** inherent natural safety, reactor, core, lead, lead-bismuth, thermohydraulic calculation, thermohydraulic mode, simulator of fuel elements, simulator of elements of reactor control and safety system.

## ВНУТРЕННЕ ПРИСУЩАЯ ЕСТЕСТВЕННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ РЕАКТОРОВ, ОХЛАЖДАЕМЫХ ТЯЖЕЛЬМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ

Одним из главных вопросов, в значительной мере определяющих конструкцию реакторов на быстрых нейтронах, является выбор теплоносителя. Теплоноситель должен слабо замедлять нейтроны, иметь малую наведенную активность и быть радиационно стойким. Кроме того, он должен удовлетворять таким теплофизическими свойствам, как высокая теплопроводность, умеренная вязкость, высокая температура кипения при атмосферном давлении, термостойкость и т.д. В наибольшей степени указанные свойства сочетаются в натрии, который был выбран в качестве теплоносителя в реакторах на быстрых нейтронах, созданных в 1970–1980-ые гг. Единственным существенным недостатком натрия является его высокая активность по отношению к воде и кислороду, что приводит к дополнительным затратам при оснащении реакторов системами безопасности.

В последнее время считаются перспективными такие тяжелые теплоносители, как свинец, эвтектический сплав свинец-висмут [1, 2].

Свинец и свинец-висмут не вступают во взаимодействие с водой и воздухом, радиационно стойки, слабо активируются, имеют большую температуру кипения (1740 и 1670°C соответственно), практически недостижимую при любых авариях

© А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, В.И. Белозеров, 2011

(в отличие от натрия с температурой кипения 883°C). В реакторах точка кипения теплоносителя может достигать 2300°C вследствие более высокого давления в активной зоне. Удельная теплота на единицу объема этих теплоносителей примерно такая же, что у натрия, но теплопроводность примерно в четыре раза меньше.

Реакторы, охлаждаемые свинцом, рассматриваются прежде всего как базовая технология для энергетического производства в условиях крупномасштабной ядерной энергетики и как основная технология для решения проблемы отработавшего ядерного топлива и радиоактивных отходов и только во вторую очередь – как источник топлива для тепловых реакторов в области их максимального использования [3]. Одним из решений, удовлетворяющих данную потребность, является проект реактора БРЕСТ-ОД-300 [4–6].

Сочетание природных свойств свинца, мононитридного топлива (UN+PuN), физических характеристик быстрого реактора, конструкторских решений активной зоны и контуров охлаждения приводит к выбору этого теплоносителя для БРЕСТ-ОД-300, обеспечивающего его безопасность и устойчивость эксплуатации. Протекание процессов, связанных с потерей герметичности первого контура и с межконтурными течами в парогенераторе (ПГ), при использовании свинца происходит без выделения водорода и экзотермических реакций. В связи с вышеизложенным, энергетические установки типа БРЕСТ рассматриваются как установки, удовлетворяющие принципу **внутренней присущей естественной безопасности**.

На основании этого принципа, практически не отходя от освоенных технических решений и материалов, можно создать в ограниченные сроки ядерную технологию, отвечающую современным требованиям, предъявляемым обществом к развитию атомной энергетики. Этим требованиям отвечают быстрые реакторы, работающие на топливе равновесного состава с  $K_B \approx 1,0$ , при использовании плутония только из отходов ядерного топлива (низкофоновый плутоний вместо энергетического).

Преимущества быстрых реакторов определяются свойствами внутренней самозащиты, удовлетворяющими самым высоким требованиям безопасности в отношении тяжелых аварий (включая терпимость к ошибкам персонала и устойчивость к отказам оборудования). В качестве примера перечислим основные преимущества реакторов типа БРЕСТ:

- использование плотного теплопроводного топлива и химически пассивного с высокой температурой кипения свинца исключает аварии, связанные с кризисом теплосъема в активной зоне, и обеспечивает возможность поддержания низкого давления в первом контуре в режимах нормальной эксплуатации и при любых аварийных ситуациях;
- малая активность свинца позволяет перейти от корпусной конструкции к бассейновой, отличающейся большой теплоемкостью, что дает возможность разместить оборудование в бетонной шахте, облицованной сталью или чугуном, совместимыми со свинцом (это снижает стоимость реакторной установки (РУ)), и повысить безопасность реактора в переходных и аварийных процессах за счет тепловой инерционности контура;
- в составе РУ отсутствуют материалы, выделяющие водород как при нормальной эксплуатации, так и в аварийных ситуациях;
- химическая инертность свинца при взаимодействии с водой и воздухом исключает возникновение химических взрывов и пожаров при разгерметизации контура;
- обеспечиваемый высокий уровень естественной циркуляции свинца, а также неограниченное время пассивного отвода тепла непосредственно от свинца (ес-

тественной циркуляцией воздуха) в теплообменниках системы охлаждения исключают аварии с перегревом контура при расхолаживании РУ;

- небольшой мощностной эффект за счет высокой теплопроводности нитридного топлива в сочетании с  $K_B \geq 1$  обеспечивает возможность работы с малым, соизмеримым с  $\beta_{\text{эфф}}$ , запасом реактивности, исключающим разгон реактора на мгновенных нейтронах;

- сочетание свойств плотного теплопроводного нитридного топлива со свинцовыми теплоносителем обеспечивает полное воспроизведение делящихся нуклидов, что позволяет работать, как уже отмечалось, в равновесном топливном режиме без уранового бланкета с подпиткой лишь отвальным (обедненным) ураном и исключает наработку оружейного плутония;

- наличие газовой полости и системы локализации исключает переопрессовку первого контура;

- использование свинца в качестве теплоносителя позволяет раздвинуть решетку твэлов (без смягчения спектра и ухудшения физических характеристик) почти вдвое по сравнению с БН, снизить скорость теплоносителя, уменьшить гидравлическое сопротивление контура.

Проект СВБР-100 [7] (теплоноситель свинец-висмут) имеет практически все вышеперечисленные преимущества и удовлетворяет принципу внутренней присущей естественной безопасности. Разрабатывается он для решения задач атомной энергетики на региональном уровне. Предполагается, что проект в перспективе позволит регионам достичь энергетической самостоятельности и уменьшит их зависимость от поставок органического топлива. Кроме того, безопасность атомных станций малой мощности приобретает особую значимость, так как атомные станции теплоснабжения располагаются особенно близко к населенным пунктам. Преимущество проекта СВБР-100 состоит в освоенности технологии сплава свинец-висмут для транспортных установок (атомные подводные лодки).

### **РЕАКТОРЫ БРЕСТ-ОД-300 И СВБР-100 КАК ХАРАКТЕРНЫЕ ПРЕДСТАВИТЕЛИ РЕАКТОРОВ С ТЯЖЕЛЫМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ**

Реактор БРЕСТ-ОД-300 (рис. 1) разрабатывается как серийный энергетический реактор средней мощности и как опытно-демонстрационный реактор, предназначенный для накопления эксплуатационного опыта, отработки и проверки технических решений, определяющих безопасность и экономичность быстрых реакторов со свинцовыми теплоносителем.

Реактор БРЕСТ-ОД-300 имеет тепловую мощность 700 МВт, электрическую – 300 МВт, КПД нетто энергоблока ~43%. Это двухконтурный парогенерирующий энергоблок (первый контур жидкотяжелометаллический, интегрально-петлевой, второй – пароводянной).

В отношении обеспечения безопасности важной является проблема отвода тепла от свинцового контура, поскольку использование в качестве рабочего тела воды-пара связано с высоким давлением в ПГ, расположенным в контуре свинцового теплоносителя, не испытывающего давления. На данной стадии проекта давление в ПГ снижено до ~18 МПа. Снижение давления рабочего тела – это временные трудности, решающиеся конструктивно. Ведутся поиск и исследование альтернативных рабочих тел, которые позволят радикально решить проблему снижения давления с сохранением КПД [3].

Циркуляция свинца через активную зону и ПГ осуществляется принудительным протоком свинца под действием насосов, но не за счет непосредственно создаваемого ими напора (как в реакторах типа БН), а за счет организации насосами разницы уровней холодного и горячего теплоносителя (см. соответственно уров-

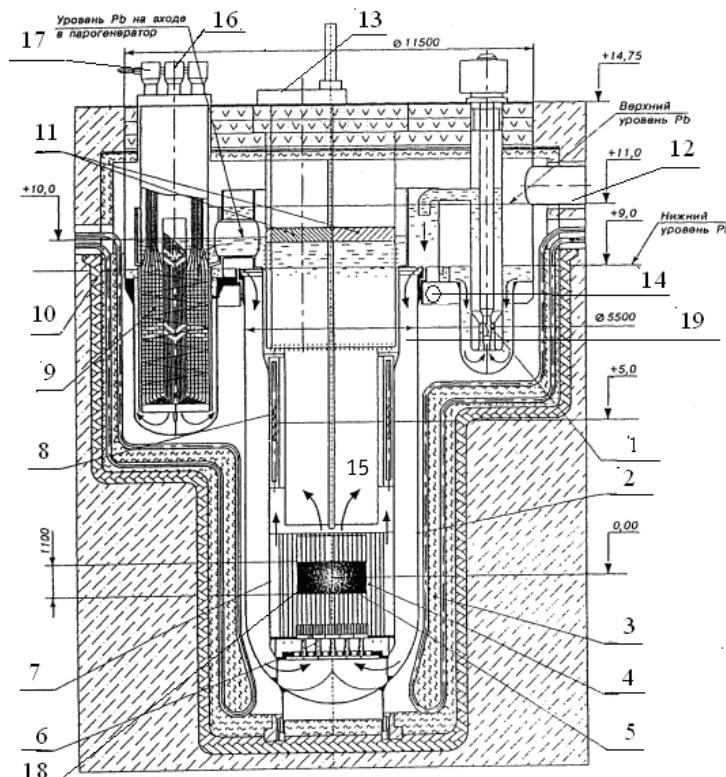


Рис. 1. Общий вид реактора БРЕСТ-ОД-300: 1 – насос; 2 – корпус реактора с опорами; 3 – термозащита; 4 – СУЗ; 5 – активная зона; 6 – опорные стойки; 7 – разделительная обечайка (корзина активной зоны с входными коллекторами); 8 – хранилище ТВС; 9 – парогенератор; 10 – бетонная шахта; 11 – поворотные пробки; 12 – аварийный сброс пара; 13 – перегрузочная шлюзовая машина; 14 – опоры корпуса реактора; 15 – место для центральной колонны; 16 – вход воды в ПГ; 17 – выход пара из ПГ; 18 – отражатель; 19 – тракт теплоносителя в первом контуре

ни +11 и +9 м на рис. 1). Неравномерность расхода свинца через активную зону и ПГ при остановке одного или нескольких насосов исключается; обеспечивается осесимметричность потока теплоносителя на входе в активную зону при любой асимметрии в работе петель, поскольку при сливе теплоносителя из петель на свободный уровень сглаживаются неравномерности в расходах по разным петлям. Обеспечивается также инерция расхода при быстрой остановке насосов за счет выравнивания уровней теплоносителя в напорной и всасывающих камерах (~20 с).

Система циркуляции работает по следующей схеме. Холодный теплоноситель поднимается на высоту 2 м относительно уровня свинца в камере всаса и подается на свободный уровень кольцевой напорной камеры. Далее он опускается между корпусом реактора и разделительной обечайкой к опорной решетке активной зоны, проходит через ТВС снизу вверх, нагревается и подается в общую сливную камеру горячего теплоносителя. Через патрубки раздаточного коллектора теплоноситель перетекает во входные полости ПГ и межтрубное пространство ПГ, в котором опускается, отдавая тепло теплоносителю второго контура, проходящему внутри трубок ПГ. Охлажденный теплоноситель выливается в камеру всаса насосов, оттуда снова подается насосами в напорную камеру.

Приведем некоторые дополнительные сведения о реакторе БРЕСТ-ОД-300.

Температура пара на входе в турбину при полной мощности – 525°C. Температура воды на входе в ПГ – 355°C. Основные размеры активной зоны и бланкетов

## ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

---

при 20°C: эквивалентный диаметр внутренней части активной зоны – 1280 мм, промежуточной – 1990 мм, внешней – 2296 мм, высота активной части – 1100 мм.

Размер ТВС «под ключ» – 175 мм, толщина чехла ТВС – 2,5 мм, длина сборки – 3850 мм. Количество твэлов в сборке – 169 (треугольная упаковка). Используются два типа сборок: центральная и периферийная. В центральной ТВС шаг расположения твэлов  $s/d=1,33$  (внешний диаметр твэлов 9,7 мм), в периферийной – шаг составляет 1,23 (твэлы диаметром 10,5 мм). Дистанционирование осуществляется напаянными на оболочку твэлов спиральными ребрами (касание «ребро по ребру»), продольный шаг навивки которых составляет 150–200 мм и будет уточнен по мере окончательной проработки конструкции.

Температура входа свинцового теплоносителя в ТВС составляет 400 °C, максимальная температура на выходе ТВС – 595°C; максимальная мощность ТВС – 5,86 МВт, характерное значение числа Пекле – 1000.

Толщина оболочки твэлов – 0,5 мм, полная длина твэла – 2150 мм. Зазор между топливом и оболочкой – 0,15 мм (зазор заполняется гелием). Материал оболочек в активной зоне – сталь ЭП-823(12%Cr) с теплопроводностью ~ 25 Вт/(м·°C). Максимально допустимая температура поверхности оболочки 650°C. Топливный сердечник не имеет центрального отверстия.

Число охлаждающих первичных петель – 4, количество теплоносителя по первому контуру 8600 т (с расходом 14400 м<sup>3</sup>/ч). Расход теплоносителя по первому контуру: полный – 41600 кг/с, по петле – 10400 кг/с. Скорость теплоносителя в активной зоне: максимальная – 1,8 м/с, давление в активной зоне – 0,155 МПа. Главные насосы (4 шт.) мощностью 4350 кВт расположены на холодной линии первого контура, производительность – 72×4 м<sup>3</sup>/мин, давление на выходе – 0,225 МПа, число оборотов в минуту -368 (в номинале).

Система аварийного расхолаживания (САРХ) реактора БРЕСТ-ОД-300 не похожа ни на одну из систем пассивного расхолаживания быстрых реакторов с натриевым охлаждением. Теплоотвод в САРХ осуществляется воздухом за счет естественной тяги в трубах Фильда (диаметр наружной трубы – 210 мм, внутренней – 140 мм, число труб – 260), расположенных в свинце в шахтах ПГ. Атмосферный воздух поступает во внутреннюю трубку трубы Фильда (опускной участок), а поднимается в зазоре между внутренней и наружной трубой (подъемный участок). Нагретый воздух поступает в вытяжную трубу и выбрасывается в атмосферу.

При работе реактора в номинальном режиме САРХ находится в «горячем» резерве и мощность системы в этом случае минимальна. При температуре 420°C мощность САРХ составляет ~11 МВт. Трубы Фильда САРХ могут использоваться и для штатного расхолаживания реактора с принудительной циркуляцией воздуха (вентиляторы). Отводимая мощность системы расхолаживания составляет ~ 1%  $N$ .

Паропроизводительность – 1488 т/ч. Температура теплоносителя на входе в перегреватель – 540°C, на выходе испарителя – 420°C. Температура воды на входе в испаритель – 355 °C, температура пара на выходе из пароперегревателя – 525 °C. Эффективная площадь испарителя – 852 м<sup>2</sup>. Тепловая мощность испарительного модуля – 175 МВт.

Полная мощность турбины высокого давления – 330 МВт, генератора – 300 МВт, число оборотов – 3000 об/мин, минимальное давление в конденсаторе – 0.00343 МПа.

**Реактор СВБР-100** (рис. 2) – двухконтурный энергетический быстрый реактор с охлаждением эвтектикой свинец-висмут тепловой мощностью 265 МВт, электрической – 80 МВт (первый контур – жидкокометаллический интегральный, второй – пароводянной). Топливо – UO<sub>2</sub>, затем PuO<sub>2</sub>-UN [1].

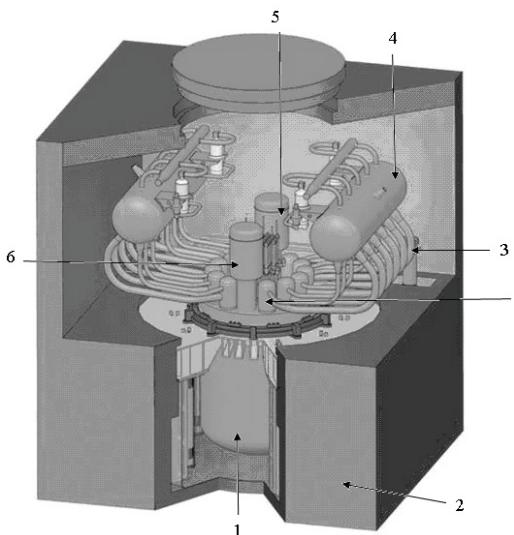


Рис. 2. Реакторный блок СВБР-100: 1 – корпус реактора; 2 – массивная защита; 3 – подводящие трубопроводы; 4 – барабан-сепаратор; 5, 6 – насосы; 7 – блок испарителя (парогенератор)

реактора. Шаг винтовых ребер – 750 мм. Твэлы расположены в треугольной решетке с относительным шагом  $s/d=1,13$ . Эквивалентный диаметр активной зоны – 1645 мм, эквивалентный диаметр радиальных бланкетов – 2090 мм; толщина верхнего осевого бланкета над топливными элементами – 300 мм. Максимальная температура поверхности оболочки твэлов – 600°C. Обогащение топлива – 16,1%.

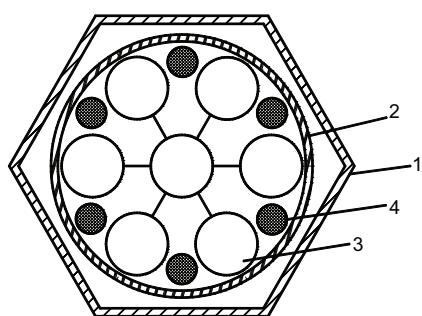


Рис. 3. Вариант системы СУЗ для реактора СВБР-100: 1 – шестиугольная труба; 2 – круглая обечайка; 3 – поглощающий элемент; 4 – цилиндрический вытеснитель

предохранительное устройство, барботажное устройство и трубопроводы. Система специального разогрева МБР перед заполнением его теплоносителем и для поддержания МБР в горячем состоянии включает в себя систему трубопроводов, расположенных между основным и страховочным корпусами МБР, по которым подается греющий пар.

Система безопасности представлена системами аварийной защиты, локализации течей ПГ, автономного расхолаживания и пассивного отвода тепла.

Температура теплоносителя в первом контуре на входе в парогенератор – 435°C, на выходе из парогенератора – 268°C, состояние пара на входе в турбину при полной мощности: температура – 250°C, давление – 4,7 МПа.

Активная зона выполнена бескассетной. Число твэлов в активной зоне – 12144. Твэлы дистанционируются винтовыми четырехзаходными ребрами, выполненными за одно целое с оболочкой, касанием «ребро по ребру». Твэл реактора СВБР-100 выполняется из сплава ЭП-823(12% Cr), его общая длина 2060 мм. Внешний диаметр оболочки 12 мм, внутренний диаметр – 11,2 мм. В оболочке твэла заключены топливные брикеты, которые составляют зону энерговыделения длиной 900 мм. Выше зоны энерговыделения расположена зона воспроизведения. Оболочка имеет четырехзаходные винтовые ребра трапециoidalной формы, выполненные за одно целое с оболочкой и обеспечивающие дистанционирование твэлов при касании их друг с другом «ребро по ребру».

На рисунке 3 показан вариант системы СУЗ быстрых натриевых реакторов, который, вероятно, будет использован в реакторе СВБР-100.

Приведем некоторые дополнительные сведения о реакторе СВБР-100 [6, 8].

Система первого контура включает в себя активную зону, модули ПГ, главные циркуляционные насосы (ГЦН), внутрикорпусную радиационную защиту, расположенную в корпусе моноблока реакторного (МБР). Система второго контура включает в себя модули ПГ, трубопроводы питательной воды и пара, сепараторы и конденсаторы автономного расхолаживания. Система защитного газа включает в себя конденсаторы газовой системы, мембранные предохранительные устройства, барботажное устройство и трубопроводы. Система специального разогрева МБР перед заполнением его теплоносителем и для поддержания МБР в горячем состоянии включает в себя систему трубопроводов, расположенных между основным и страховочным корпусами МБР, по которым подается греющий пар.

## ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

---

Средняя продолжительность кампании реактора – 2200 суток. Средняя продолжительность остановки для пополнения топливом (исключая продолжительность периода обслуживания) – 60 дней.

Число охлаждающих первичных петель – 2, количество теплоносителя по первому контуру – 193 т. Расход теплоносителя по первому контуру: полный – 11760 кг/с, по петле – 5880 кг/с. Средняя скорость теплоносителя в активной зоне 2,0 м/с, давление в активной зоне – 0,4 МПа. Главный циркуляционный насос – механический, осевой, погружного типа. Расположен на холодной линии первого контура с производительностью 34,2 м<sup>3</sup>/мин. Давление на выходе 0,55 МПа. Число оборотов в минуту – 750 (при номинальной нагрузке). Электрическая мощность – 420 кВт.

Парообразование происходит в двух объектах испарителя (шесть модулей) из трубок Фильда. Температура теплоносителя на входе испарителя – 435°C, на выходе испарителя – 268°C. Температура воды на входе в испаритель – 260°C при давлении 4,7 МПа. Трубы испарителя – двойные. Внешний диаметр – 26,0 мм, толщина стенки – 1,5 мм. В испарительном модуле – 301 трубка. Эффективная площадь испарения – 93,4 м<sup>2</sup>. Тепловая мощность испарительного модуля – 22,5 МВт.

Система отвода остаточного тепловыделения – естественная конвекция теплоносителя в основных петлях и отвод тепла от объема реактора с помощью радиации и конвекции.

### **ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БРЕСТ-ОД-300**

Проведен предварительный теплогидравлический расчет активной зоны реактора БРЕСТ-ОД-300 (на основании некоторых упрощений и допущений), который заключался в получении общих параметров активной зоны, скоростей и подогревов в ячейках центральной ТВС, температурных полей твэлов, расположенных в центральной треугольной ячейке и пристенных твэлов, отклонений расчетной температуры оболочки твэлов под действием факторов перегрева, гидравлических характеристик центральной ТВС.

В расчетах учитывалась специфика теплогидравлики работы твэлов различной категории в ТВС (использовались индивидуальные формулы по теплообмену для пристенных и центральных твэлов, повышенное влияние переменного энерговыделения при использовании свинцового теплоносителя на окончательные результаты, нестабилизированность теплогидравлических процессов в пристенной области ТВС и т.п.) [9, 10].

В результате расчета получены некоторые основные характеристики активной зоны.

Объем активной зоны – 3,15 м<sup>3</sup>, ее диаметр – 2,04 м, площадь – 3,25 м<sup>2</sup>. Количество ТВС в активной зоне – 112 шт., в предположении того, что доля объема, занимаемая ячейками органов СУЗ, составляет ~5%. Средняя мощность ТВС – 5,63 МВт.

Максимально допустимая мощность твэла определяется двумя температурами: на внутренней поверхности оболочки и в центре топливного сердечника. В первом случае она составила 3,64·10<sup>4</sup> Вт, во втором – несколько больше. Мощность твэла, определенная из мощности наиболее напряженной ТВС, – 4,17·10<sup>4</sup> Вт.

При расчете скоростей и подогревов теплоносителя в ячейках предполагалось, что в ТВС с большим количеством твэлов влиянием угловых ячеек можно пренебречь. Исходя из этого получены скорости свинца в центральных и периферийных ячейках, которые составили 2,76 и 2,65 м/с соответственно, а средняя скорость свинца в наиболее напряженной ТВС – 1,79 м/с. Подогревы теплоносителя в цен-

тральных и периферийных ячейках равны 168,3 и 129,2°C, средний подогрев в активной зоне – 144°C, средний подогрев в наиболее напряженной сборке – 158,4°C.

Результаты расчетов по температурным полям для центральных и периферийных твэлов приведены в табл. 1 ( $H_{a.z.}$  – высота активной зоны). Графические зависимости даны на рис. 4, 5.

Таблица 1

### **Температурные поля для центральных и периферийных твэлов**

Центральные твэлы						
Координата по высоте активной зоны	0	$\frac{1}{4}H_{a.z.}$	$\frac{1}{2}H_{a.z.}$	$\frac{5}{8}H_{a.z.}$	$\frac{3}{4}H_{a.z.}$	$H_{a.z.}$
Температура свинца, °C	422	455,7	504,2	529,4	552,7	586,3
Температурный напор «стенка-жидкость», °C	14,4	23,3	26,5	25,1	21,8	11
Температура наружной поверхности оболочки твэла, °C	436,4	479	530,7	554,5	574,5	597,4
Температура внутренней поверхности оболочки твэла, °C	444,6	491,2	550,2	575,4	590,7	604,9
Неравномерность температуры по периметру твэла, °C	1,2	2,3	2,7	2,5	2,2	1,2
Температура наружной поверхности топлива твэла, °C	585,2	745,5	867,9	901,1	861,7	733,2
Температура внутренней поверхности топлива, °C	653,8	898,8	1049	1075,1	1015,2	811,8
Периферийные твэлы						
Температура свинца, °C	422	447,6	484,6	503,8	521,6	547,2
Температурный напор «стенка-жидкость», °C	26,5	39,7	45,8	43,3	37,5	19
Температура наружной поверхности оболочки твэла, °C	448,5	487,3	530,4	547,1	559,1	566,2
Температура внутренней поверхности оболочки твэла, °C	456,7	499,7	544,4	561,2	571,1	574,7
Неравномерность температуры по периметру твэла, °C	3,1	5,9	6,7	6,4	6,4	6,3
Температура наружной поверхности топлива твэла, °C	587,3	757,5	848,6	851,6	829,4	707,1
Температура внутренней поверхности топлива, °C	665,8	910,9	1029,7	1025,6	982,8	785,8

### **ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ДЛЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ СВБР-100**

Реактор СВБР-100 ориентирован на максимальное использование результатов теплогидравлических исследований, полученных в теплофизическом отделении

ФЭИ для натриевых быстрых реакторов. Однако этот реактор не менее широко использует технологию транспортных установок, которая была хорошо разработана ранее.

Тепловое моделирование осуществляется по параметру эквивалентной теплопроводности  $\epsilon_k$  твэлов и их имитаторов. Условия моделирования твэлов и стержней СУЗ реакторов транспортных установок, предшествующих реактору СВБР-100, представлены на рис. 6.

Твэл реактора (рис. 6а) моделируется имитатором (трубкой) из стали 20 с медной трубкой, вставленной внутрь имитатора (рис. 6б). Эквивалентные теплопроводности твэла и имитатора рассчитываются в функции к (номера гармоники разложения температурного поля в ряд Фурье). Численные значения параметров  $\epsilon_k$  для твэла и имитатора отличаются несильно, а при  $k = 6$  (что соответствует бесконечной треугольной решетке твэлов) практически совпадают.

Пэл системы СУЗ, показанный на рис. 6в, моделируется трубкой из стали 20 (система СУЗ рассматривается для транспортных установок – рис. 7). Значения параметра  $\epsilon_k$  при разных  $k$  для пэла и его имитатора показаны на рис. 6. Имитаторы обогреваются изнутри никромовыми спиралями. На поверхности имитаторов пэ-

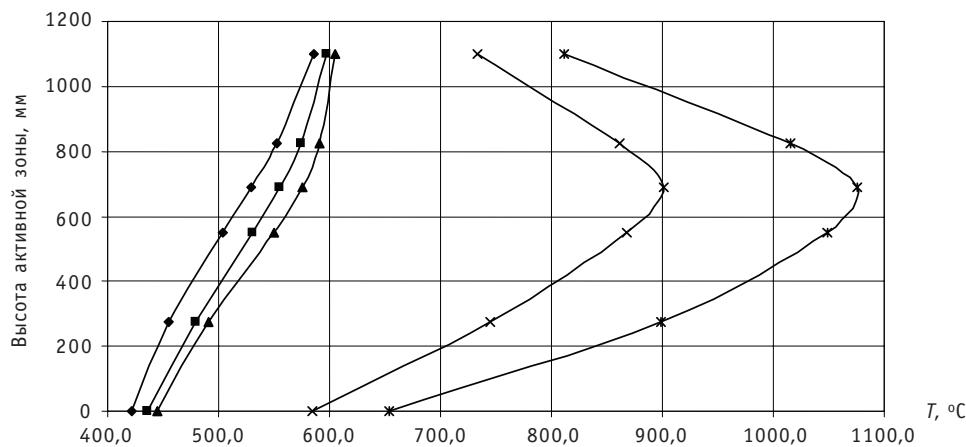


Рис. 4. Температурные поля для центрального твэла: ◆ – температура теплоносителя; ■ – температура наружной поверхности оболочки твэла; ▲ – температура внутренней поверхности оболочки твэла; × – температура наружной поверхности топлива; \* – температура внутренней поверхности топлива

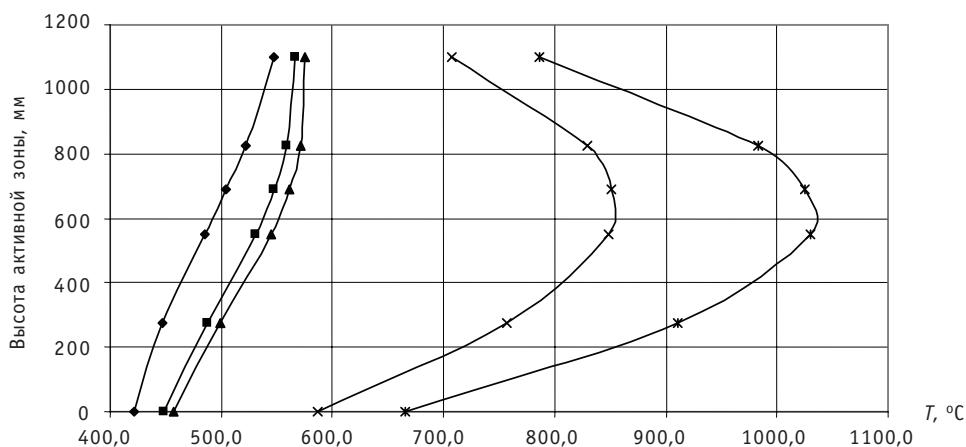


Рис. 5. Температурные поля для периферийного твэла: ◆ – температура теплоносителя; ■ – температура наружной поверхности оболочки твэла; ▲ – температура внутренней поверхности оболочки твэла; × – температура наружной поверхности топлива; \* – температура внутренней поверхности топлива

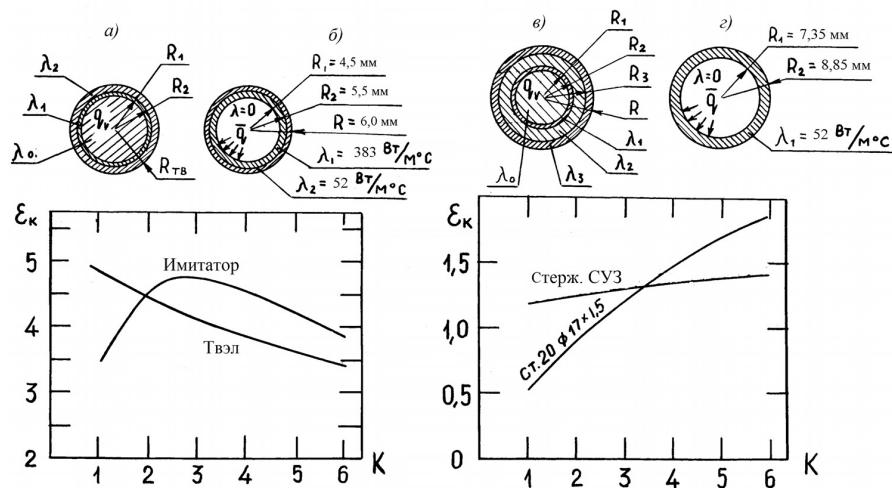


Рис. 6. Схема твэла (а), имитатора (б), стержня канала СУЗ (в), его имитатора (г) и их параметры эквивалентной теплопроводности

лов СУЗ заделаны девять микротермопар в продольных пазах на различных расстояниях по высоте. Поворот имитаторов пэлов в интервале углов  $0-360^\circ$  позволяет замерять распределение температур по их периметру.

Внутрь гладкого имитатора твэла заделаны девять микротермопар. На имитатор надевается оправка, выполненная в виде выточенных на станке винтовых четырехзаходных трапециевидных ребер, прилегающих к его стенкам. Имитатор выполнен поворотным, при его вращении измеряются температуры под ребрами.

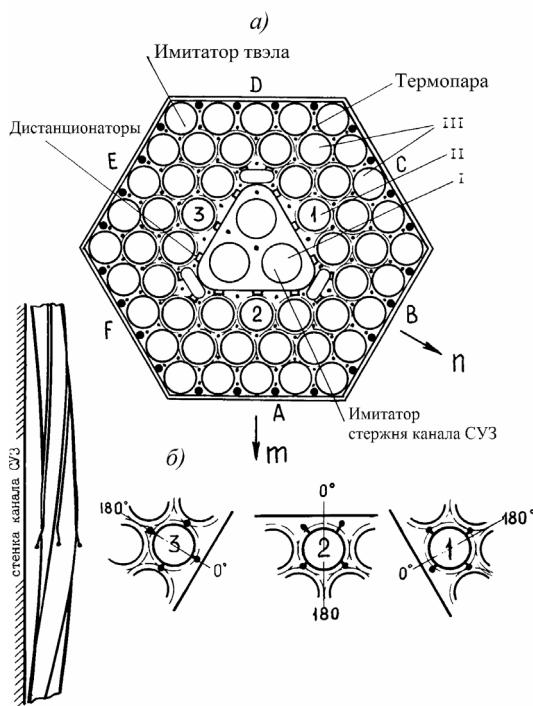
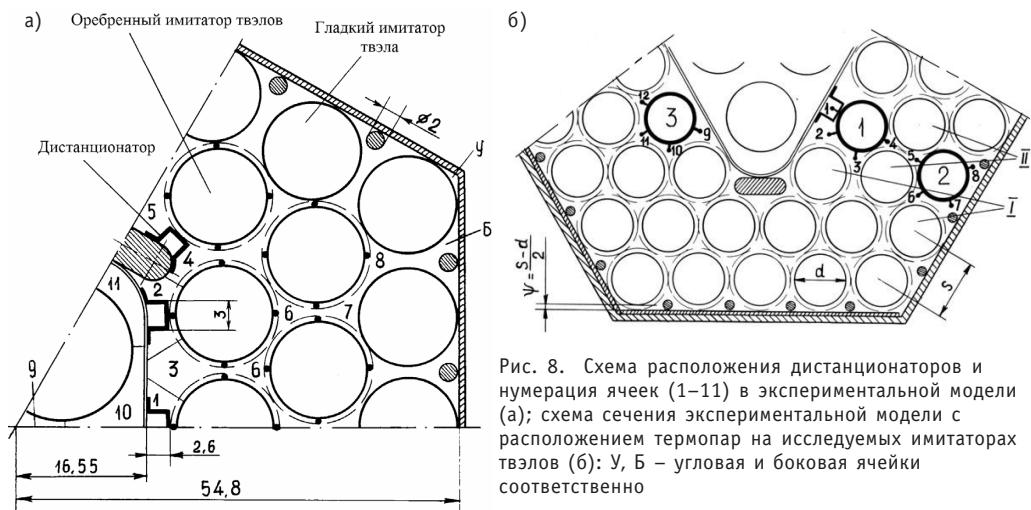


Рис. 7. Сечение экспериментальной модели с указанием термопар и групп нагреваемых имитаторов твэлов и пэлов (а); схема расположения термопар на присузовских имитаторах твэлов в зоне максимального прогиба (б): 1; 2; 3 – имитаторы твэлов; А–F – грани обечайки; m; n – характерные направления в сечении модели; I; II; III – группы энерговыделений

Микротермопарами измеряются также температуры теплоносителя по центрам всех ячеек модельной сборки. В качестве термоэлектродов микротермопар используются хромель и алюмель, защитным чехлом является капилляр диаметром 0,8 мм. Бескапиллярные термопары позволяют выявить поправку на заделку спая микротермопары в защитном чехле. Турбулизаторы-смесители гарантируют среднесмешанную температуру теплоносителя, измеряемую на выходе каждой ячейки.

При конструировании модели используются принципы, изложенные в [11]. На рисунке 7а показано сечение модельной сборки с указанием термопар и групп нагреваемых имитаторов твэлов и пэлов. Модель представляет собой шестигранную обечайку с гранями A–F, внутри которой расположены в треугольной упаковке имитаторы твэлов (с шагом  $s/d = 1,13$ ). В центре сборки находится треугольный канал СУЗ с тремя имитаторами поглощающих стержней (трубы внешним диаметром 17,7 мм, внутренним – 14,7 мм из стали 20). Римскими цифрами на рис. 7 обозначены группы энерговыделений: I (имитаторы пэлов), II и III (имитаторы твэлов). При этом мощность имитаторов твэлов группы II, примыкающей непосредственно к каналу СУЗ, больше или меньше мощности остальных твэлов на 30% (больше, если имитатор СУЗ вытащен из канала – воспроизводится условие отсутствия поглощения нейтронов; меньше, если имитатор СУЗ полностью погружен в канал – воспроизводится условие поглощения нейтронов). Имитаторы твэлов имеют четырехзаходные проволочные навивки, осуществляющие касание «ребро по ребру», за исключением пристенных имитаторов, которые выполнены гладкими. С одной стороны они касаются проволоки соседних имитаторов, с другой – стенок шестигранной обечайки. В пристенных ячейках имеются цилиндрические вытеснители. На стенках канала СУЗ предусмотрены прямоугольные дистанционаторы, касающиеся ребер имитаторов твэлов. На присузовских имитаторах твэлов (1–3) имеются термопары, выходящие своими спаями в теплоноситель в центральной плоскости модели (в зоне максимального прогиба имитаторов), как это показано на рис. 7б. Прогиб в исследованиях задается разным. Термопары измеряют температуру теплоносителя в ячейках в этом сечении. Кроме этого температура теплоносителя измеряется во всех ячейках на выходе пучка, а также на выходе канала СУЗ. Имеются вытеснители в районе углов канала в зоне имитаторов твэлов. Имитаторы пэлов СУЗ имеют небольшой обогрев, соответствующий энерговыделению в пэлах при поглощении нейтронов материалом  $B_4C$ .

На рисунке 8а показана схема расположения дистанционаторов и нумерация ячеек



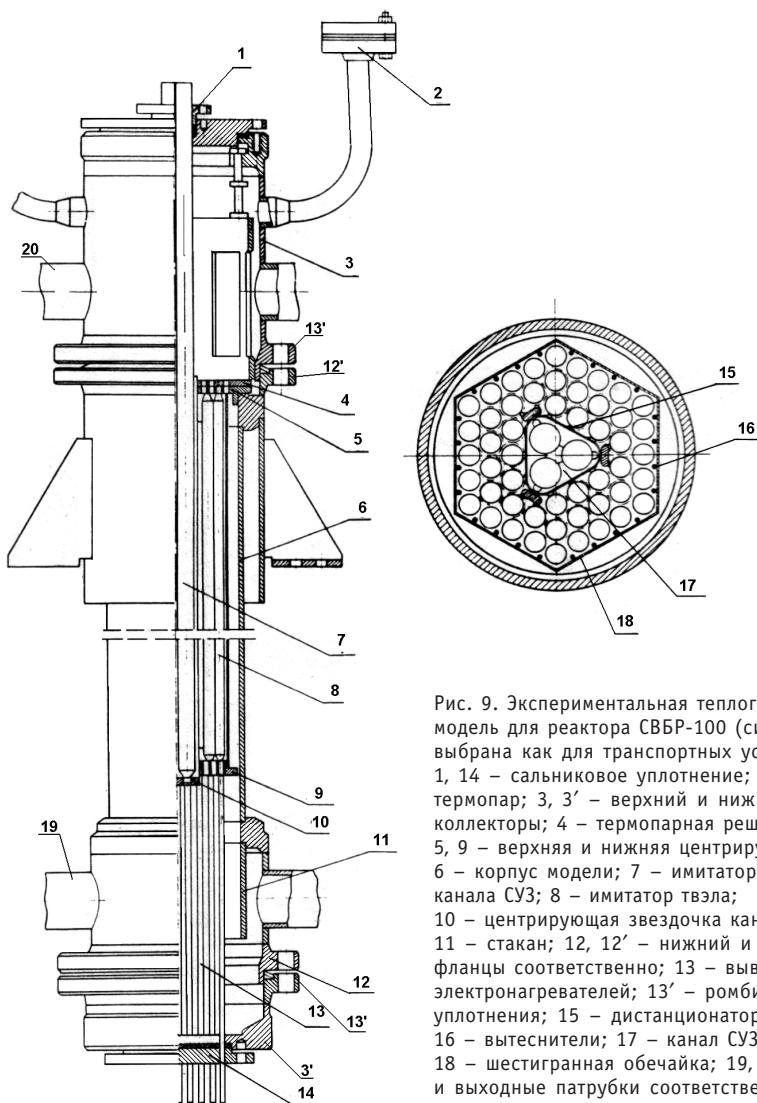


Рис. 9. Экспериментальная теплогидравлическая модель для реактора СВБР-100 (система СУЗ)

выбрана как для транспортных установок):  
 1, 14 – сальниковое уплотнение; 2 – вывод термопар; 3, 3' – верхний и нижний коллекторы; 4 – термопарная решетка;  
 5, 9 – верхняя и нижняя центрирующие решетки;  
 6 – корпус модели; 7 – имитатор стержня канала СУЗ; 8 – имитатор твэла;  
 10 – центрирующая звездочка канала СУЗ;  
 11 – стакан; 12, 12' – нижний и верхний фланцы соответственно; 13 – выводы электронагревателей; 13' – ромбические уплотнения; 15 – дистанционаторы;  
 16 – вытеснители; 17 – канал СУЗ;  
 18 – шестигранная обечайка; 19, 20 – входные и выходные патрубки соответственно

ек (1–11) в экспериментальной модели. Дистанционаторы представляют собой прямоугольники (со стороной 3 мм), выполненные из изогнутых пластинок, приваренных к вытеснителю или к каналу СУЗ. Дистанционатор «отжимает» оребренный имитатор твэла до его касания либо гладких пристенных имитаторов, либо соседних оребренных имитаторов. При этом осуществляются необходимые прогибы имитаторов, примыкающих к каналу СУЗ. На рисунке 8б иллюстрируется разновидность модельной сборки с расположением термопар на исследуемых имитаторах твэлов, когда имитатор 3 находится в номинальном геометрическом положении, а имитатор 1 отжат до касания с оребренными соседними имитаторами.

На рисунке 9 показан общий вид экспериментальной модели. Канал СУЗ с имитаторами пэлов СУЗ и имитаторами твэлов, размещенными в шестигранной обечайке, опираются на нижнюю и верхнюю центрирующие решетки. Обечайка с центрирующими решетками размещена в корпусе, выполненном в виде трубы. К корпусу приварены нижний и верхний фланцы, к которым подсоединенны через ромбические уплотнения верхний и нижний коллекторы. В сальниковых уплотнениях

## ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

---

и с помощью нажимных фланцев уплотняются соответственно имитаторы пэлов, выполняемые поворотными, и трубочки выводов электронагревателей имитаторов твэлов. На стенках канала СУЗ приварены дистанционаторы, в пристенных ячейках, прилежащих к шестигранной обечайке, расположены цилиндрические вытеснители. Термопарная решетка наложена на верхнюю центрирующую решетку и служит для крепления термопар, измеряющих температуры теплоносителя на выходе ячеек канала СУЗ и пучка имитаторов твэлов. Эти термопары выводятся через патрубки верхнего коллектора с резиновым уплотнением. Центрирование канала СУЗ в системе осуществляется специальным устройством – звездочкой. Вход теплоносителя происходит через нижние входные патрубки, а выход – через верхние выходные патрубки, стакан предназначен для равномерного распределения теплоносителя по радиусу модели.

Планируется проведение экспериментальных теплогидравлических исследований для реакторов БРЕСТ-ОД-300 и СВБР-100 согласно вышеприведенным сведениям.

**Работа проводится в рамках реализации ФЦП «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» на 2009–2013 гг.**

### **Литература**

1. Орлов В.В. Новый этап ядерной энергетики и быстрые реакторы, охлаждаемые свинцом//Информационный бюллетень. Ядерное общество СССР. – 1991. – №3 (10). – С. 6.
2. Orlov V.V. Evolution of the Technical Concept of Fast Reactors. The Concept of BREST/Proceedings of Internat. seminar «Cost Competitive, Proliferation Resistant, Inherently and Ecologically Safe Fast Reactor and Fuel Cycle for Large Scale Power». – M: Ministry of Russian Federation for Atomic Energy, 2000. -Р. 25-31.
3. Лемехов В.В., Лопаткин А.В., Орлов В.В. и др. Ключевые особенности, задачи и параметры реакторной установки со свинцовыми теплоносителем/Доклад на межотраслевом семинаре «Тяжелые жидкотемпературные теплоносители в быстрых реакторах» (Теплофизика-2010): Тезисы докладов. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2010. – С.11.
4. Кузина Ю.А. Теплогидравлическое моделирование в обоснование активных зон реакторов типа БРЕСТ: дисс. к.т.н., ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск, 2003.
5. Лемехов В.В., Смирнов В.С., Пикалов А.А. и др. Конструктивные и компоновочные решения РУ БРЕСТ-ОД-300/Доклад на межотраслевом семинаре «Тяжелые жидкотемпературные теплоносители в быстрых реакторах» (Теплофизика-2010): Тезисы докладов.- Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2010. – С.14.
6. Proceedings of International Atomic Energy Agency. -Vienna: IAEA, July 2006. – №. 21.
7. Тошинский Г.И., Комлев О.Г., Рusanov A.E. и др. Реакторная технология СВБР для региональной энергетики/Доклад на межотраслевом семинаре «Тяжелые жидкотемпературные теплоносители в быстрых реакторах» (Теплофизика-2010): Тезисы докладов.- Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2010. – С.16.
8. Леончук М.П., Пыльченков Э.Х., Сивак З.В. Проблемы расчета теплогидравлических характеристик реакторов, охлаждаемых жидкотемпературным теплоносителем свинец-висмут/Доклад на международной конференции «Тяжелые жидкотемпературные теплоносители в ядерных технологиях»: Сборник докладов. – Обнинск: ФЭИ, 1999. – Т. 2 – С. 650-657.
9. Жуков А.В., Сорокина А.П., Кириллов П.Л. и др. Методические рекомендации по теплогидравлическому расчету активных зон быстрых реакторов/Под редакцией А.В. Жукова, А.П. Сорокина. – ГКИАЭ, РТМ 1604.008-88, 1988, ФЭИ, 435 с.
10. Жуков А.В. Теплогидравлический расчет реакторов. Часть 5. Переменное энерговыделение в теплогидравлике реакторов. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2009. – 177 с.
11. Жуков А.В., Сорокина А.П., Свириденко Е.Я., Худаско В.В. Экспериментальное и расчетное моделирование теплогидравлики теплообменных аппаратов ЯЭУ. Модельные сборки, датчики, методики. Жидкотемпературный стенд: Учебное пособие для слушателей курсов повышения квалификации и спец. факультета. – Обнинск: ОИАТЭ, 1992.

Поступила в редакцию 17.05.2011

# СТАТИСТИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА МАКСИМАЛЬНОЙ ТЕМПЕРАТУРЫ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ БЫСТРОГО РЕАКТОРА, ОХЛАЖДАЕМОГО ВОДОЙ СВЕРХКРИТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ

**К.В. Карташов, Г.П. Богословская**

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



Представлена программа МИФ-СКД поканального теплогидравлического расчета тепловыделяющей сборки активной зоны реактора на воде сверхкритических параметров. Результаты расчета по программе верифицированы в экспериментах по течению воды сверхкритических параметров в круглой трубе и фреона-12 сверхкритических параметров в 7-стержневой сборке.

Разработана процедура статистической оценки влияния случайных отклонений параметров активной зоны на температуру оболочек твэлов в активной зоне реактора с водой сверхкритических параметров. Проведены расчеты факторов перегрева оболочек твэлов по методу Монте-Карло.

**Ключевые слова:** вода сверхкритических параметров, быстрый реактор, теплогидравлический расчет, поканальный метод, температура оболочек твэлов, факторы перегрева, статистические неопределенности, метод Монте-Карло.

**Key words:** supercritical water, fast reactor, prediction of thermohydraulics, subchannel method, fuel-element cladding temperature, hot spot factors, statistical uncertainty, Monte-Carlo method.

## ВВЕДЕНИЕ

Проблема повышения экономических и экологических показателей водоохлаждаемых реакторов может быть решена путем увеличения давления в контуре.

В настоящее время на основании многолетнего опыта тепловой энергетики и ряда проектов АЭС проводятся оценки физических и теплогидравлических характеристик реактора на быстрых нейтронах, охлаждаемого водой сверхкритических параметров (СКП).

При давлении выше критического отсутствует фазовый переход жидкость-пар. Тепло отводится, в основном, в области псевдокритической температуры, которая определяется как соответствующая максимуму теплоемкости. Для сверхкритического давления в 25 МПа эта температура равна ~ 385°C. При СКП отсутствует такое явление, как критический тепловой поток, который в ВВЭР (PWR, BWR) может привести к пережогу твэлов.

© К.В. Карташов, Г.П. Богословская, 2011

## ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

---

Повышение начальных параметров теплоносителя влечет за собой более жесткие требования к конструкции и материалам. Одной из задач, решение которой необходимо в первую очередь, является корректная оценка максимальной температуры оболочек твэлов, чтобы не допустить превышения эксплуатационных значений. Оценку максимальной температуры оболочек твэлов предпочтительнее проводить на базе поканального метода теплогидравлического расчета.

Максимальная температура оболочек твэлов формируется под воздействием всякого рода инженерных неопределенностей.

Причины этих неопределенностей многообразны – погрешности изготовления и сборки узлов реактора, расчетных формул, используемых экспериментально полученных зависимостей и констант, точности поддержания режимных параметров в условиях эксплуатации, обработки данных, методологические и метрологические погрешности и т.д. Методы расчета случайных отклонений параметров, влияющих на температуру оболочек твэлов, постоянно совершенствуются, в том числе и для нового типа реакторов – на воде сверхкритических параметров.

Для проведения предпроектных расчетов крайне необходимо разработать процедуру статистической оценки влияния случайных отклонений параметров активной зоны на температуру оболочек твэлов.

### **ПОКАНАЛЬНЫЙ МЕТОД ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОГО РАСЧЕТА. ПРОГРАММА МИФ-СКД**

В рамках поканального метода решается система уравнений сохранения массы, импульса и энергии, записанных для элементарных ячеек, на которые разбивается сечение ТВС. Входными данными являются геометрические параметры сборки и отдельных твэлов, распределение энерговыделения по длине и радиусу ТВС, расход теплоносителя.

Программа поканального теплогидравлического расчета, модифицированная для течения воды сверхкритических параметров в пучках стержней МИФ-СКД, позволяет рассчитать температуры теплоносителя в любом сечении по высоте в каждой ячейке ТВС и оболочки твэлов, распределение температуры чехла ТВС, учитывая при этом переменность свойств теплоносителя по длине ТВС и скорости теплоносителя, неравномерность энерговыделения по длине и в поперечном сечении ТВС, наличие дистанционирующих устройств и другие факторы.

Закритическое давление снимает некоторые проблемы теплоотвода из реактора, присущие докритическому. В частности, при закритическом давлении отсутствует область совместного существования паровой и жидкой фазы – во всем используемом интервале вода представляется одной фазой, что позволяет проводить расчеты в гомогенном приближении.

В обзоре процессов теплообмена при СКП, представленного в [1], показано, что особенности этих процессов связаны с тремя моментами:

- в околоскритической области наблюдается сильное, немонотонное изменение теплофизических свойств с температурой, особенно теплоемкости, плотности, коэффициента объемного расширения и числа Прандтля;
- вследствие изменения плотности по длине канала при подогреве наблюдается ускорение потока;
- происходит развитие естественной конвекции за счет архимедовых сил в связи с разницей плотностей в различных точках сечения потока.

Анализ гидравлического сопротивления и теплообмена в пучках стержней (с проволочной навивкой и без нее) с учетом влияния переменности свойств теплоносителя позволил разработать систему замыкающих соотношений.

Так для неизотермического режима (с учетом изменения свойств по длине канала) в работе [2] рекомендована формула

$$\xi = \left[ \frac{0,55}{\lg \frac{\text{Re}_x}{8}} \right]^2 \left( \frac{\rho_w}{\rho_f} \right)_x^{0,2} \left( \frac{\mu_f}{\mu_{in}} \right)_x^{0,2} \left( \frac{\rho_f}{\rho_{in}} \right)_x^{0,1} \pm 20\%. \quad (1)$$

Здесь индекс *in* указывает на то, что свойства берутся при температуре воды, *f* – при температуре пара, *w* – при температуре стенки, *x* указывает на значения параметров в сечении, отстоящем от начала пучка на расстоянии *x*.

Согласно обработке данных эксперимента, проведенного на пучке из семи стержней с витыми ребрами при *P* = 24,5 МПа [2], коэффициенты теплообмена подчиняются зависимости

$$Nu = 0,021 \text{Re}_x^{0,8} \text{Pr}_x^{0,7} \cdot \left( \frac{\rho_w}{\rho_f} \right)^{0,45} \left( \frac{\mu_f}{\mu_{in}} \right)^{0,2} \left( \frac{\rho_f}{\rho_{in}} \right)^{0,1} \left( 1 + \frac{2,5}{x/d_r} \right) \quad (2)$$

(точность формулы ±20%). Здесь  $\text{Re}_x$  – число Рейнольдса в сечении;  $\text{Pr}_x$  – число Прандтля в сечении;  $\rho_{in}$ ,  $\rho_w$  и  $\rho_f$  – плотность теплоносителя на входе, на стенке твэла и в ячейке соответственно;  $\mu_{in}$  и  $\mu_f$  – кинематическая вязкость теплоносителя на входе и в ячейке соответственно; *x* – расстояние от входа в зону энерговыделения до расчетного сечения;  $d_r$  – гидравлический диаметр ячейки.

Программа поканального теплогидравлического расчета МИФ-СКД является модифицированной версией кода МИФ (межканальный обмен и формоизменение), разработанного ранее в ГНЦ РФ-ФЭИ для расчета полей скорости и температуры в формоизмененных ТВС с жидкокометаллическим теплоносителем [3].

Программа позволяет учитывать наличие дистанционирующих устройств, деформацию чехла ТВС и твэльной решетки, локальные неравномерности геометрических размеров и энерговыделения, стохастические отклонения параметров твэлов от номинального значения и другие факторы.

Программа МИФ-СКД построена по блочному принципу, каждая подпрограмма позволяет решать отдельные подзадачи. В частности, на каждом расчетном шаге для расчета свойств теплоносителя в зависимости от температуры используется «система уравнений IAPWS-IF97 для вычисления термодинамических свойств воды и водяного пара в промышленных расчетах 1997 г.» [4].

Во входном файле задаются геометрические параметры ТВС и отдельных твэлов, расход теплоносителя через ТВС и в межкассетном зазоре, распределение энерговыделения по длине и в поперечном сечении ТВС.

В результате расчета в выходной файл записываются следующие данные:

- исходные геометрические и режимные параметры;
- рассчитанные геометрические характеристики (зазор между периферийными твэлами и чехлом у каждой грани без учета выпуклостей граней, диаметр твэлов и средний шаг твэльной решетки) на каждом высотном шаге;
- относительное энерговыделение, усредненные по сечению ТВС значения чисел Рейнольдса;
- по желанию пользователя в интересующем сечении по высоте могут быть выведены в виде картограмм твэлов или каналов
  - энерговыделение твэлов и в каналах;
  - площади сечений каналов и средний шаг решетки твэлов (относительные);
  - скорость теплоносителя (относительная);
  - параметры межканального теплообмена;

- температуры теплоносителя в каналах;
- максимальные температуры оболочек твэлов (без факторов перегрева);
- максимальные неравномерности подогрева по периметру твэла;
- относительные подогревы теплоносителя в каналах;
- максимальные относительные подогревы на каждом твэле.

Сравнительные расчеты проводились для тепловыделяющей сборки ВВЭР-СКД и SCFR, параметры которых показаны в табл. 1.

Таблица 1

**Параметры тепловыделяющей сборки ВВЭР-СКД и SCFR**

Параметр	ВВЭР-СКД	SCFR
Тепловая мощность, МВт	3830	3832
Электрическая мощность, МВт	1700	1698
Давление теплоносителя, МПа	25.0	25.0
КПД, %	44.3	44.3
Температура теплоносителя на входе и выходе, °C	280/530	280/523
Расход теплоносителя через реактор, т/ч	6750	6830
Материал оболочки твэла	Ni – сплав	Ni – сплав
Размер оболочки твэла, мм	Ø10.7x0.55	Ø10.2x0.55
Шаг треугольной решетки твэлов, мм	12.0	11.5
Топливо	UO <sub>2</sub> +PuO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> +PuO <sub>2</sub>
Количество твэлов в ТВС, шт	252	163
Количество чехловых ТВС в А3, шт	241	270
Количество ТВС с бланкетом, шт	–	163
Размер чехла под ключ, мм	205	160
Материал чехла	Ni – сплав	Ni – сплав
Толщина чехла, мм	2.25	3.0
Размер ячейки ТВС под ключ, мм	207	162
Высота/диаметр А3, м	4.00/3.38	3.76/3.50
Средняя энергонапряженность А3, Вт/см <sup>3</sup>	107	106
Средний линейный тепловой поток с твэла, Вт/см	158	232

**ВЕРИФИКАЦИЯ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТА**

Верификация программы МИФ-СКД проводилась на результатах двух серий экспериментов: 1) при течении воды сверхкритических параметров в электрообогреваемой трубе внутренним диаметром 10 мм и длиной 1 и 4 м, установленной на стенде СКД ГНЦ РФ-ФЭИ [5, 6], 2) при течении фреона-12 сверхкритических параметров в 7-стержневой сборке с диаметром трубок 9,5 мм, шагом решетки 11,3 мм и длиной обогрева 1000 мм [7].

В работе [8] на основании обширных экспериментов, выполненных в пучках различной геометрии, была рекомендована обобщенная зависимость для расчета теплообмена в продольно обтекаемых пучках труб или стержней, охлаждаемых газами и неметаллическими невязкими жидкостями:

$$\frac{Nu_{\text{пучка}}}{Nu_{\text{тр}}} = 1 + 0,91 Re^{-0,1} Pr^{0,4} [1 - 2 \exp(-B)], \quad (3)$$

где для треугольной решетки  $B = \frac{2\sqrt{3}}{\pi} \left( \frac{S}{d} \right)^2 - 1$ .

Сравнение опытных и расчетных данных для одного режима течения воды сверхкритических параметров в соответствии с этой методикой представлено на рис.1.

Для верификации программы на опытных данных, полученных в пучке стержней при омывании фреоном сверхкритических параметров, были выбраны три группы характерных режимов: 1) температура теплоносителя на входе и выходе рабочего участка ниже псевдокритической; 2) температура теплоносителя достигает критического значения между входом и выходом рабочего участка; 3) температура теплоносителя на протяжении хода в рабочем участке больше псевдокритической. При расчете свойства фреона-12 брались с официального сайта NIST.

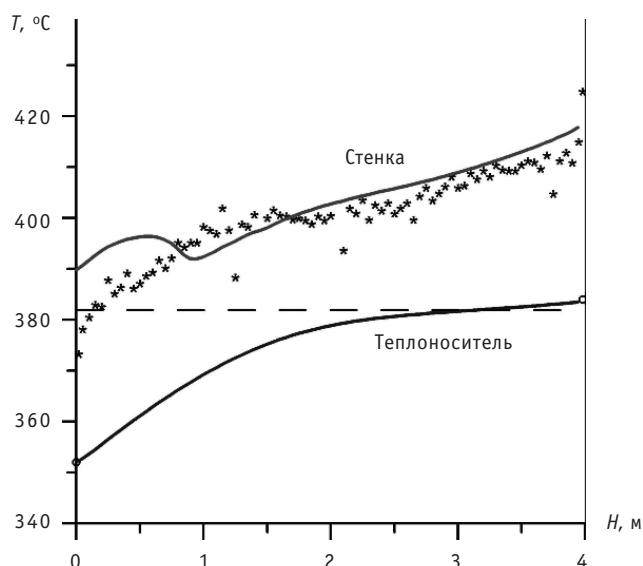


Рис. 1. Сравнение экспериментальных и расчетных распределений температуры стенки по высоте канала для следующих параметров:  $P_{\text{вх}} = 24,5 \text{ МПа}$ ;  $\rho W = 506 \text{ кг}/\text{м}^2\text{с}$ ;  $t_{\text{вх}} = 352^\circ\text{C}$ ;  $q = 237,5 \text{ кВт}/\text{м}^2$  (точки – эксперимент, сплошная линия – расчет, пунктир – псевдокритическая температура)

На рисунке 2 представлено сравнение расчетных и опытных данных для одного из режимов течения фреона в 7-стержневом пучке.

Расхождение опытных и расчетных данных на выходе связано с наличием отложений, образовавшихся в верхней части рабочего участка в ходе проведения опытов.

## РАСЧЕТ МАКСИМАЛЬНОЙ ТЕМПЕРАТУРЫ ОБОЛОЧКИ С ФАКТОРАМИ ПЕРЕГРЕВА

Максимальная температура оболочек твэлов формируется под воздействием целого ряда инженерных неопределенностей, причинами которых являются

- погрешности изготовления и сборки узлов реактора;
- погрешности расчетных формул;
- погрешности используемых экспериментально полученных зависимостей и констант;

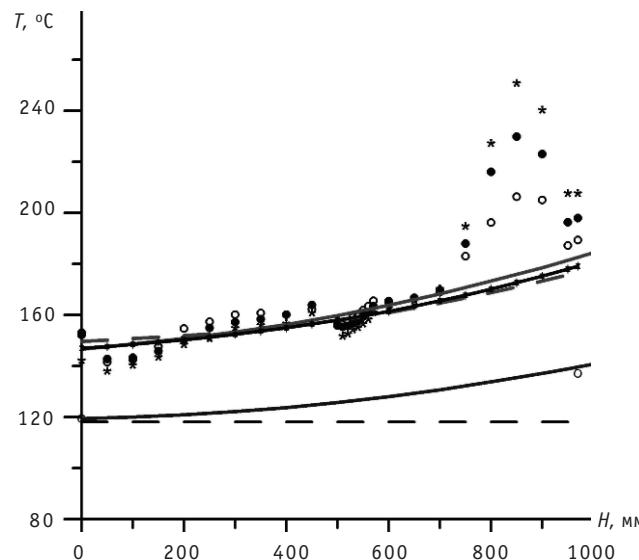


Рис. 2. Сравнение экспериментальных и расчетных распределений температуры стенки по высоте центрального стержня в пучке стержней:  $P_{bx} = 4,5$  МПа;  $\rho W = 515,6$  кг/м<sup>2</sup>с;  $t_{bx} = 119,3^\circ\text{C}$ ;  $q = 243,51$  кВт/м<sup>2</sup> (точки – эксперимент, сплошная линия – расчет, пунктир – псевдокритическая температура)

- точность поддержания режимных параметров в условиях эксплуатации;
- методологические и метрологические погрешности;
- погрешности обработки данных и т.д.

Фактор перегрева  $F$  – это случайная величина, характеризующая максимальное относительное отклонение некоторого параметра  $P$ , определяющего температуру (температурный перепад), от его номинального значения, т.е.  $F = \bar{\delta}_P / P_{\text{ном}}$ .

Метод статистических испытаний (метод Монте-Карло) применяется в случае, если зависимость температуры от определяющих параметров многомерна и нелинейна, а случайные отклонения параметров значительны по величине и имеют произвольные законы распределения.

Статистический расчет ТВС заключается в следующем:

- последовательно рассчитывается ряд вариантов температурного поля ТВС с распределенными случайным образом исходными параметрами;
- результаты расчетов обрабатываются (находится математическое ожидание, дисперсии параметров и функции распределения).

Максимальное значение номинальной температуры внутренней поверхности оболочки твэла наиболее корректно рассчитывается как суперпозиция среднего значения температуры теплоносителя в окружающих каналах ( $t_{bx} + \bar{\Delta t}_{th}$ ); среднего по периметру оболочки температурного напора «стенка-жидкость» ( $\bar{\Delta t}_o$ ); половины локальной неравномерности температуры по периметру оболочки

$((t_w^{\max} - t_w^{\min})/2)$ ; перегрева оболочки под дистанционирующей проволокой (если таковая имеется) ( $\Delta t_p$ ) и перепада температуры на оболочке топливного элемента ( $\Delta t_{ob}$ ):

$$t_{ob} = t_{bx} + \bar{\Delta t}_{th} + \bar{\Delta t}_o + \frac{t_w^{\max} - t_w^{\min}}{2} + \Delta t_p + \Delta t_{ob}. \quad (4)$$

В этом случае для коррелированных величин отклонение температуры, вызванное влиянием факторов перегрева, может быть определено из соотношения

$$\delta t_i = \sqrt{\delta t_{i-1}^2 + A_i \Delta t_i^2 + 2 \sum_{j=1}^{i-1} A_{i,j} \Delta t_i \Delta t_j}. \quad (5)$$

Здесь  $\delta t_{i-1}$  – отклонение температуры, предшествующей в расчетной цепочке искомой;  $\Delta t_i$  – номинальное значение  $i$ -го температурного перепада;  $\Delta t_j$  – номинальное значение  $j$ -го температурного перепада, отклонение которого под влиянием факторов перегрева связано линейной связью с отклонением перепада  $\Delta t_i$ ;  $A_i = \sum_m (K_m \cdot a_m \cdot F_m)^2$  – сумма квадратов произведений коэффициентов относительного рассеивания ( $K_m$ ), коэффициентов  $a_m$  ( $a_m$  – показатель степени, в которую, возводится  $m$ -й параметр  $i$ -го температурного перепада) и факторов перегрева, определяющих температурный перепад  $\Delta t_i$  ( $F_m$ );  $A_{i,j} = \sum_{m_1 < m} (K_{m_1} \cdot a_{m_1} \cdot F_{m_1})^2$  – сумма квадратов произведений коэффициентов относительного рассеивания, коэффициентов  $a_{m_1}$  и факторов перегрева, действующих одновременно на температурные перепады  $\Delta t_i$  и  $\Delta t_j$  ( $j < i$ ).

Основываясь на методике, предложенной для быстрых реакторов, определено относительное влияние факторов перегрева на отклонение температуры теплоносителя [9].

$$\delta t_1 = 1.2 \Delta t_1 \sqrt{F_B^2 + F_{G_{top}}^2 + 0.143^2 \cdot F_v^2 + 0.714^2 \cdot F_{d_2}^2 + 0.571^2 \cdot F_L^2 + 0.429^2 \cdot F_{\gamma_{Na}}^2 + 1.714^2 \cdot F_f^2 + F_{C_p}^2 + 0.571^2 \cdot F_{\Delta P}^2} \quad (6)$$

Оценки вклада погрешностей в температуру теплоносителя приведены в табл. 2.

Для реакторов с жидкостнометаллическим охлаждением наиболее сильное влияние на отклонение температуры теплоносителя (следовательно, и оболочки) сверх номинальной оказывает разброс гидравлических и физических характеристик топливной сборки и активной зоны (проходное сечение ячейки, вес топливного сердечника), вклад остальных параметров незначителен. При течении воды сверхкритических параметров особое влияние на формирование температурного поля в ТВС будут оказывать отклонения теплофизических свойств теплоносителя.

Распределение проходных сечений каналов реализуется по закону Вейбулла с использованием генератора случайных чисел на отрезке от нуля до единицы:

Таблица 2

**Оценки вклада погрешностей в температуру теплоносителя**

Параметры	Вклад погрешностей в подогрев теплоносителя
Физические характеристики активной зоны	0.129
Вес топливного сердечника	0.185
Наружный диаметр оболочки	0.001
Длина топливного элемента	–
Перепад давления на длине твэла	0.106
Проходное сечение ячейки	0.541
Плотность теплоносителя	0.02
Удельная теплоемкость теплоносителя	0.13
Кинематическая вязкость теплоносителя	0.02

$$\omega_i = \omega_{\min} + \omega_p^{\min} \cdot a \cdot \left( \ln \frac{1}{1-\gamma} \right)^{1/b}, \quad (7)$$

$\omega_{\min}$  – минимальное проходное сечение канала, реализующееся в данной сборке;  $\omega_p^{\min}$  – минимально возможное расчетное проходное сечение канала;  $a, b$  – параметры распределения.

Отклонения весового содержания топлива в твэлах и свойств теплоносителя твэлов распределяются по нормальному закону.

Критерии окончания расчета ( $n$  – номер итерации):

$$|t_i^n - t_i^{n-1}| \leq 0,001 \cdot t_i^n, \quad |t_{\text{обол}}^{\max,n} - t_{\text{обол}}^{\max,n-1}| \leq 0,001 \cdot t_{\text{обол}}^{\max,n}. \quad (8)$$

Предварительные оценки, сделанные по поканальной методике теплогидравлического расчета с использованием метода Монте-Карло, показали, что превышение максимальной температуры оболочек твэлов за счет случайных распределений параметров составляет около  $54,7^{\circ}\text{C}$ ,  $t_{\text{обол}} \approx 620^{\circ}\text{C}$ .

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате модификации поканальной программы МИФ разработана новая версия МИФ-СКД, позволяющая рассчитывать теплогидравлику тепловыделяющих сборок, охлаждаемых водой при сверхкритическом давлении.

Программа учитывает особенности теплообмена и гидродинамики при сверхкритических параметрах, переменность свойств в околокритической области, неравномерное энерговыделение по высоте активной зоны, наличие дистанционирующих устройств, возможную деформацию ТВС и другие факторы.

Программа позволяет рассчитать температуру теплоносителя в любом сечении по высоте в каждой ячейке ТВС, распределение температуры оболочки твэлов по периметру, распределение температуры чехла ТВС.

Проведены оценки максимальной температуры оболочек твэлов с учетом статистических отклонений параметров. Предварительные расчеты показали, что максимальная температура оболочек твэлов с учетом факторов перегрева не превышает допустимых значений для сталей, используемых в ТВС активных зон быстрых реакторов.

**Данная работа выполнена в рамках государственного контракта от 23 апреля 2010 г. № П230 в рамках реализации федеральной целевой программы «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» на 2009-2013 гг., по направлению «Ядерно-энергетические установки нового поколения» в рамках мероприятия 1.3.2 «Проведение научных исследований целевыми аспирантами».**

## Литература

- Грабежная В.А., Кириллов П.Л. О расчетах теплообмена в трубах и пучках стержней при течении воды сверхкритического давления: Обзор ФЭИ-0297, ЦНИИатоминформ. 2003.
- Дядякин Б.В., Попова А.С. Теплоотдача и гидравлическое сопротивление тесного семистержневого пучка, охлаждаемого потоком воды при закритических параметрах состояния/Труды Всесоюзного теплотехнического НИИ. – 1977. – № 11. – С. 244-253.
- Жуков А.В., Сорокина А.П., Мантлик Ф. и др. Термофизическое обоснование температурных режимов ТВС быстрых реакторов с учетом факторов перегрева. Методики и программы теплогидравлического расчета ТВС быстрых реакторов/Препринт №1817. – Обнинск: ФЭИ, 1986.
- Александров А.А., Григорьев Б.А. Таблицы термофизических свойств воды и водяного пара. Справочник. Рек. Гос. службой стандартных справочных данных. ГСССД Р-776-98. – М.: Издательство МЭИ, 1999.

5. Кириллов П.Л., Колесов А.А., Петрова Э.А., Смирнов А.М., Судницын О.А. Распределение температуры в турбулентном потоке воды при сверхкритических давлениях (круглая труба)/Препринт ФЭИ-1766.– Обнинск: ФЭИ, 1986.
6. Кириллов П.Л., Ложкин В.В., Смирнов А.М. Исследование границ ухудшенных режимов канала при сверхкритических давлениях/Препринт ФЭИ-2988.– Обнинск: ФЭИ, 2003.
7. Шелегова А.С., Лескин С.Т., Чусов И.А., Слободчук В.И. Экспериментальное исследование теплообмена в пучке из семи стержней при сверхкритических параметрах фреона-12/Препринт ИАТЭ-001-2010.– Обнинск, 2010.
8. Marcoczy G. Konvektive Wärmeübertragung in langsamstromten Stabbündeln bei turbulenter Stromung. – Wärme- und Stoffübertrag. 1972. Bd. 5. №4. – p. 204-212
9. Курбатов И.М., Тихомиров Б.Б. Расчет случайных отклонений температур в активной зоне реактора/Препринт ФЭИ-1090, Обнинск, ГНЦ РФ ФЭИ, 1980.

Поступила в редакцию 25.10.2010

# РАДИАЦИОННО-ИНДУЦИРОВАННЫЕ СТРУКТУРНЫЕ ЭФФЕКТЫ, НАБЛЮДАЕМЫЕ В СТАЛЯХ КОРПУСОВ РЕАКТОРОВ ВВЭР-1000 В ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ, ВОССТАНОВИТЕЛЬНОГО ОТЖИГА И ПОВТОРНОГО УСКОРЕННОГО ОБЛУЧЕНИЯ

**Б.А. Гурович, Е.А. Кулешова, О.О. Забусов, С.В. Федотова,  
К.Е. Приходько, А.С. Фролов, Д.А. Мальцев, М.А. Салтыков**  
НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва



В работе высокоразрешающими методами растровой и просвечивающей электронной микроскопии, а также сканирующей оже-электронной спектроскопии проведены исследования эволюции радиационно-индукционных элементов структуры и уровня зернограницевых сегрегаций в металле сварных швов корпусов реакторов ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации, восстановительного отжига и повторного ускоренного облучения.

Установлен уровень зернограницевых сегрегаций в различных состояниях, а также зависимость плотности радиационных дефектов и радиационно-индукционных преципитатов от флюенса и флакса быстрых нейтронов. Показано, что структурные радиационно-индукционные эффекты коррелируют с результатами механических испытаний.

**Ключевые слова:** стали корпусов реакторов, радиационное охрупчивание, радиационно-индукционные преципитаты, радиационные дефекты, зернограницевые сегрегации, восстановительный отжиг.

**Key words:** reactor pressure vessel steels, radiation embrittlement, radiation-induced precipitates, radiation defects, grain-boundary segregations, recovery annealing.

Длительная эксплуатация в условиях повышенной температуры и облучения приводит к деградации свойств материалов корпусов реакторов, выражаящейся в сдвиге критической температуры хрупкости [1]. Многочисленные исследования показали, что степень радиационного охрупчивания зависит от химического состава. Так, для материалов корпусов реакторов ВВЭР-440 ответственными за радиационное охрупчивание являются примесные элементы – медь и фосфор, а в более чистых по примесям материалах корпусов ВВЭР-1000 на радиационное ох-

© Б.А. Гурович, Е.А. Кулешова, О.О. Забусов, С.В. Федотова, К.Е. Приходько, А.С. Фролов, Д.А. Мальцев, М.А. Салтыков, 2011

рупчивание влияют как остаточное содержание фосфора, так и легирующие элементы (в основном, никель, а также марганец и кремний) [1–3]. Влияние никеля заключается в том, что он, входя в состав образуемых в процессе эксплуатации радиационно-индукционных преципитатов, приводит, наряду с радиационными дефектами, к радиационному упрочнению материала, а также усиливает зернограничные сегрегации примесей (способствует развитию обратимой отпускной хрупкости) [3, 4]. При этом для некоторых корпусов ВВЭР-1000 со сверхвысоким содержанием никеля (более 1,7%) в металлах сварных швов (что и определяет их лимитирующую влияние на срок службы корпуса и установки в целом) наблюдается высокий темп радиационного охрупчивания, который может привести к недоработке проектного ресурса энергоблока. В такой ситуации единственной возможностью продления срока службы корпуса является проведение восстановительного отжига металла сварных швов, подверженных наибольшему радиационному охрупчиванию. Для оценки ресурса отожженных корпусов необходимо проведение в короткие сроки исследований материалов, отожженных и повторно облученных, что можно осуществить только по результатам ускоренного облучения.

Поскольку, как указано выше, темп и величина радиационного охрупчивания определяются структурными изменениями, в данной работе проведены исследования эволюции радиационно-индукционных элементов структуры металла сварных швов корпусов реакторов ВВЭР-1000 (со сверхвысоким содержанием никеля), продемонстрировавшие высокий темп радиационного охрупчивания в процессе эксплуатации, восстановительного отжига и повторного ускоренного облучения.

## МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ ЭКСПЕРИМЕНТА

В качестве материалов для исследования выбраны металлы сварных швов корпусов реакторов ВВЭР-1000 со сверхвысоким содержанием никеля, подверженные высокому темпу радиационного охрупчивания. Химический состав исследованных металлов сварных швов (МШ) первого блока Балаковской АЭС и первого блока Калининской АЭС приведен в табл. 1.

Первично облученные образцы представляют собой образцы-свидетели (ОС) третьих лучевых комплектов корпусов ВВЭР-1000. Восстановительный отжиг про-

Таблица 1  
Химический состав  
исследованных материалов

Элемент	МШ Св-10ХГНМАА	
	Балаковская АЭС, блок 1	Калининская АЭС, блок 1
C	0,06	0,04
Si	0,33	0,28
Mn	0,99	0,98
Cr	1,74	1,71
Ni	1,89	1,76
Mo	0,67	0,66
Cu	0,03	0,04
S	0,019	0,006
P	0,011	0,010
V	0,01	–

водили по разработанному в НИЦ «Курчатовский институт» режиму при температуре 565°C [5]. На повторное после отжига ускоренное облучение в каналы исследовательского реактора ИР-8 устанавливались половинки испытанных образцов-свидетелей тех же комплектов. Параметры облучения представлены в табл. 2.

Трансмиссионные электронно-микроскопические исследования проводили с использованием просвечивающего электронного микроскопа (ПЭМ) Titan 80-300 (FEI, США) при ускоряющем напряжении 300 кВ. При определении плотности радиационных дефектов и преципитатов измеряли толщину образца на исследуемом участке с использованием метода дифракции электронов в сходящемся пучке [6]. При этом относительная погрешность измерений не хуже 10–15%. Визуализация химических элементов при проведении микроструктурных исследований проводилась с использованием фильтрованных по энергии ПЭМ-изображений, которые получались при помощи спектрометра энергетических потерь электронов GIF-2001 (Gatan, США) трехоконным методом вблизи соответствующих краев поглощения элементов.

Таблица 2

#### Параметры облучения образцов

Материал	$F, 10^{22} \text{ м}^{-2}$	$T, ^\circ\text{C}$	$\phi, (\times 10^{16}) \text{ с}^{-1}\text{м}^{-2}$
Первичное облучение образцов-свидетелей размером 10×10×55 мм <sup>3</sup>			
Балаковская АЭС-1	34,4	295	2–4
Калининская АЭС-1	44,3	295	2–4
	28,8	289	206
Повторное после отжига облучение малоразмерных образцов 5×5×27,5 мм <sup>3</sup> (изготовлены из образцов-свидетелей)			
Балаковская АЭС-1	50,0		1760
	28,5	289	206
Калининская АЭС-1	28,8		206

Фрактографическим исследованиям подвергали половинки испытанных на ударный изгиб образцов. Поверхности разрушения исследовали на растровом электронном микроскопе Supra-40 VP (Zeiss, Германия) и рентгеновском микронализаторе SXR-50 в радиоактивном исполнении (Cameca, Франция), установленном в защитной камере. Доля участков с различным типом разрушения в общей поверхности излома после испытаний при различных температурах оценивали методом Глаголева [7]. Относительная погрешность определения доли хрупкого разрушения в поверхностях разрушения образцов при фрактографических исследованиях не хуже 10–15%.

Исследование уровня межзеренных сегрегаций фосфора проводилось на ожеэлектронном спектрометре PHI 700 (ULVAC-PHI, Япония), позволяющем получать изображения исследуемой поверхности и спектры с выбранных участков поверхности с разрешением не хуже 10 нм. Большая часть измерений производилась при энергии пучка первичных электронов 10 кэВ и токе мишени 10 нА, что позволяет сравнивать полученные пики с атласом стандартных спектров для последующего количественного анализа. Исследование мелких преципитатов (несколько десятков нанометров) производилось при энергии пучка 20 кэВ и токе мишени 3 нА для достижения максимального разрешения при достаточной интенсивности пики.

## ЭЛЕКТРОННО-МИКРОСКОПИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

В таблице 3 представлены результаты электронно-микроскопических исследований образцов металла сварных швов первых блоков Балаковской и Калининской АЭС.

Полученные результаты выявляют следующие особенности радиационно-индцированных изменений структуры металла сварных швов ВВЭР-1000 под действием первичного облучения, восстановительного отжига и повторного ускоренного облучения.

Облучение корпусных сталей ВВЭР-1000 приводит к образованию радиационных дефектов и округлых преципитатов размерами 3–5 нм, распределенных гомогенно в объеме зерен металла (рис. 1). По данным атомно-зондовой томографии [8] преципитаты в сталях ВВЭР-1000 обогащены никелем, марганцем и кремнием в металле сварного шва и никелем и кремнием – в основном металле, что также видно из рис. 2. При этом стоит отметить основное отличие в эволюции тонкой структуры материалов корпусов ВВЭР-1000 и ВВЭР-440. Предполагают [9], что под облучением образование преципитатов может происходить по радиационно-ускоренному и радиационно-индцированному механизмам. В первом случае процесс возникает в пересыщенных твердых растворах и усиливается под облучением, во втором – возможно образование кластеров элементов, концентрация которых ниже предела растворимости только за счет облучения. Так, в случае ВВЭР-440 по радиационно-ускоренному механизму образуются преципитаты,

Таблица 3

### Результаты электронно-микроскопических исследований МШ ВВЭР-1000

Состояние	$N_{\text{петель}} \cdot 10^{21} \text{ м}^{-3}$	$\langle d \rangle_{\text{петель}} \text{ нм}$	$N_{\text{прец}} \cdot 10^{21} \text{ м}^{-3}$	$\langle d \rangle_{\text{прец}} \text{ нм}$
Балаковская АЭС, блок 1				
Первичное облучение $F = 34,4 \times 10^{22} \text{ м}^{-2}$ $\phi = (2-4) \times 10^{14} \text{ м}^{-2} \text{ с}^{-1}$	5–6	3–4	80–100	3–4
Восстановительный отжиг	–	–	1–2	11–13
Повторное ускоренное облучение $F = 50,0 \times 10^{22} \text{ м}^{-2}$ $\phi = 1706 \times 10^{14} \text{ м}^{-2} \text{ с}^{-1}$	6–7	5–6	50–60	4–5
Повторное ускоренное облучение $F = 28,5 \times 10^{22} \text{ м}^{-2}$ $\phi = 206 \times 10^{14} \text{ м}^{-2} \text{ с}^{-1}$	2–3	4–5	20–30	2–3
Калининская АЭС, блок 1				
Первичное облучение $F = 24,0 \times 10^{22} \text{ м}^{-2}$	3–4	3–4	50–70	2–3
Восстановительный отжиг	–	–	1–2	10–12
Повторное ускоренное облучение $F = 28,8 \times 10^{22} \text{ м}^{-2}$	2–3	4–5	15–25	2–3
Первичное ускоренное облучение $F = 28,8 \times 10^{22} \text{ м}^{-2}$ $\phi = 206 \times 10^{14} \text{ м}^{-2} \text{ с}^{-1}$	2–3	4–5	40–50	2–3

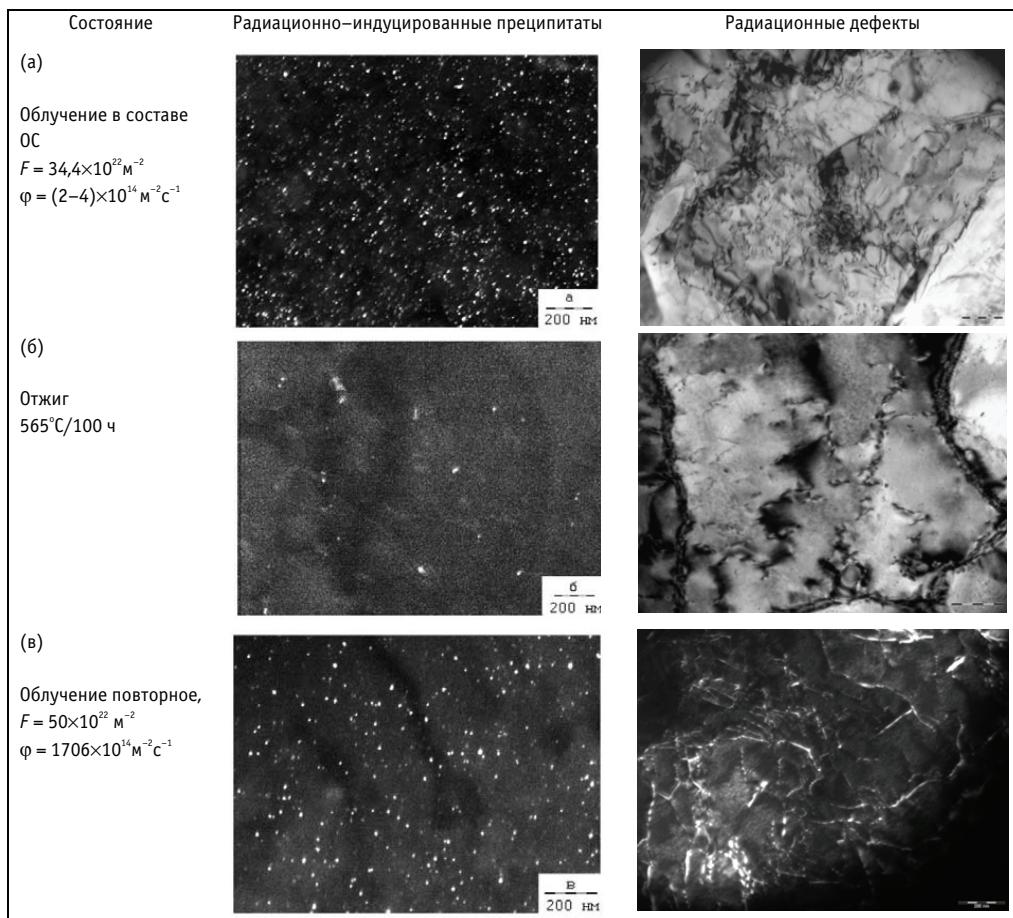


Рис. 1. Электронно-микроскопческие темнопольные изображения радиационно-индуцированных преципитатов и радиационных дефектов на примере металла сварного шва Балаковской АЭС-1 при первичном облучении (а), восстановительном отжиге (б), повторном ускоренном облучении (в)

обогащенные медью (примесным элементом) при ее концентрации выше предела растворимости (более 0,1%), по мере облучения происходит исчерпание матричного содержания меди и снижение плотности радиационно-индуцированных преципитатов при росте их средних размеров [2]. В материалах ВВЭР-1000 образу-

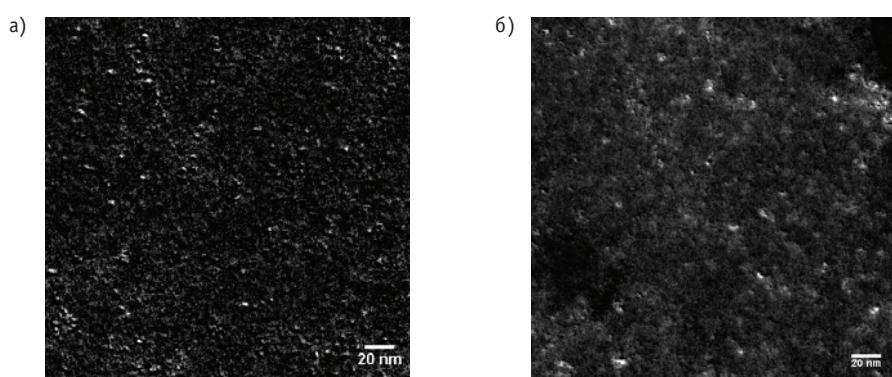


Рис. 2. Карта распределения никеля (а) и марганца (б) в металле сварного шва ВВЭР-1000 после облучения (фильтрованное ПЭМ-изображение)

ются преципитаты, обогащенные никелем и марганцем – легирующими элементами, концентрация которых значительно ниже предела растворимости, и формирование их происходит по радиационно-индукционному механизму, поэтому и исчерпания их матричного содержания по мере облучения не происходит, что приводит к монотонному росту плотности радиационно-индукционных преципитатов [3].

При восстановительном отжиге происходит практически полное исчезновение дислокационных петель и существенное растворение радиационно-индукционных преципитатов (плотность данных преципитатов уменьшается примерно в 50 раз). При этом растворение одних преципитатов сопровождается увеличением размеров других, оставшихся нерастворенными.

Повторное после восстановительного отжига ускоренное облучение вновь приводит к появлению радиационно-индукционных структурных составляющих – дислокационных петель и радиационно-индукционных преципитатов. Однако если плотность и размеры вновь образовавшихся при повторном ускоренном облучении дислокационных петель такая же, как при первичном облучении с теми же флюенсом и флаксом, то плотность образовавшихся преципитатов ниже, чем при первичном облучении при примерно равных значениях их размеров.

Совокупное отличие размеров и плотностей радиационно-индукционных элементов структуры при повторном после восстановительного отжига ускоренном облучении по сравнению с аналогичными параметрами после первичного облучения обусловливает более низкий темп радиационного охрупчивания исследованного сварного шва ВВЭР-1000.

При этом, как отмечалось ранее, необходимо иметь в виду, что повторное облучение проводилось при плотности потока быстрых нейтронов в ~400 раз превышающей плотность потока быстрых нейтронов при первичном облучении, что требует учета так называемого «эффекта флакса». Это отчетливо видно при сравнении результатов облучения в составе корпуса реактора и ускоренного облучения металла сварного шва Калининской АЭС: при примерно равном флюенсе быстрых нейтронов плотность радиационно-индукционных преципитатов после ускоренного облучения ниже (табл. 3).

ПЭМ-исследования обнаружили обогащение границ зерен фосфором (рис. 3).

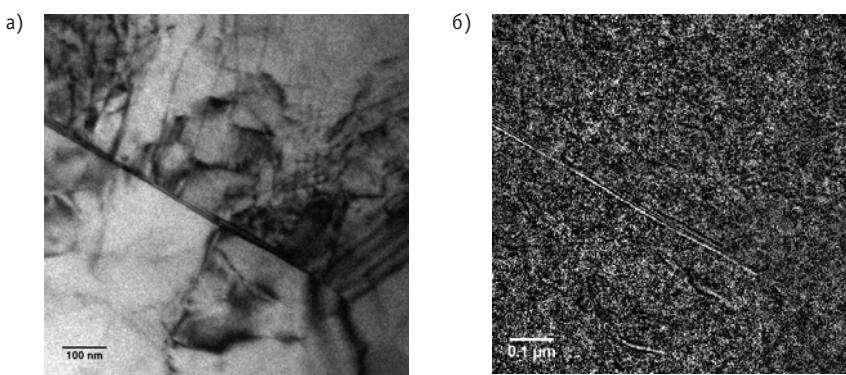


Рис. 3. Большеугловая граница зерна: а) – светлопольное изображение; б) – карта распределения фосфора (фильтрованное ПЭМ-изображение)

## ИССЛЕДОВАНИЯ МЕЖЗЕРЕННЫХ СЕГРЕГАЦИЙ ФОСФОРА

Стали с о.ц.к.-решеткой подвержены обратимой отпускной хрупкости, которая обусловлена сегрегацией на границы зерен примесей (прежде всего фосфора) и определяется термодинамическими и диффузионными параметрами. Принято считать, что радиационно-стимулированная диффузия фосфора и большая длительность процесса облучения приводят к тому, что образование подобных сегрегаций наблюдается при более низких температурах, чем это характерно для развития обратимой отпускной хрупкости в сталях без облучения, а именно, при рабочих температурах корпусов реакторов (~290–300°C) [10, 11].

При исследованиях об охрупчивании по механизму образования сегрегаций примесей на границах зерен под облучением судили как по результатам прямых исследований сегрегаций (оже-электронная спектроскопия), так и по доле хрупкого межзеренного разрушения в изломах образцов, которое является проявлением зернограницевых сегрегаций примесей.

На рисунке 4 представлены оже-спектры поверхности межзеренного разрушения, на которых обнаружено обогащение фосфором.

На рисунке 5 представлены частотные гистограммы содержания фосфора на границах зерен металла сварного шва в исходном состоянии – после длительной термической выдержки в составе термокомплектов ОС и облученном – в составе лучевых комплектов ОС, позволяющие определить сравнительный уровень зернограницевых сегрегаций фосфора.

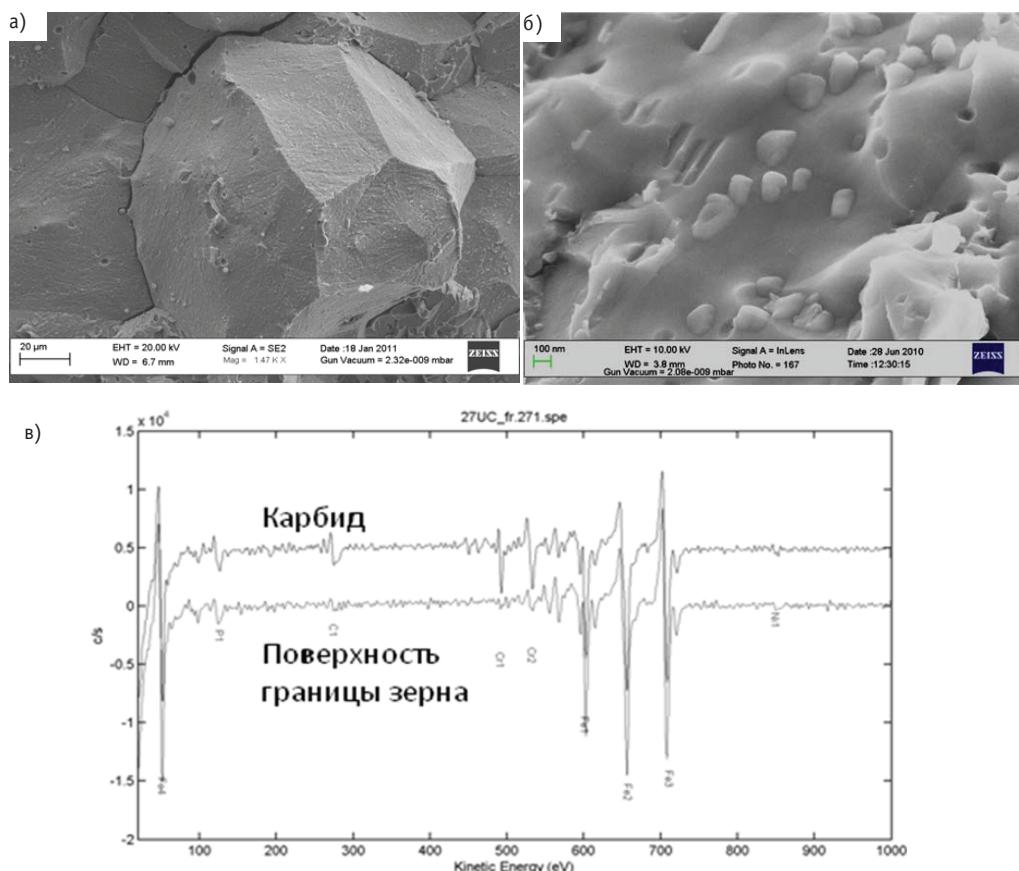


Рис. 4. Характерный участок хрупкого межзеренного разрушения образцов корпусной стали  
а) – ×1500; б) – ×100000; в) – оже-спектры поверхности межзеренного разрушения

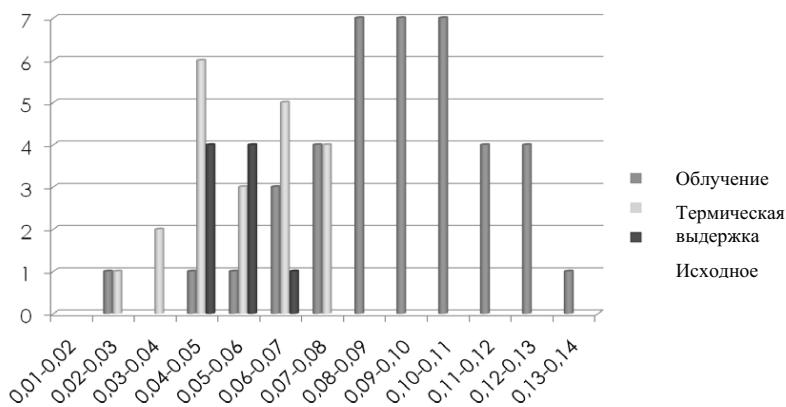


Рис. 5. Распределение результатов измерения относительной интенсивности пиков фосфора ( $I_p/I_{Fe}$ ) на границах зерен МШ в исходном состоянии (после длительной термической выдержки) и облученном

Представленные на рис. 5 результаты показывают для исследованных образцов увеличение уровня зернограничных сегрегаций фосфора после длительных термических выдержек при рабочей температуре реактора. При этом уровень зернограничных сегрегаций фосфора в образцах-свидетелях, подвергавшихся облучению эквивалентное время при рабочей температуре реактора, существенно выше.

Результаты фрактографических исследований металлов сварных швов представлены в табл. 4.

Таблица 4

**Доля хрупкого межзеренного разрушения по результатам фрактографических исследований металлов сварных швов первых блоков Балаковской и Калининской АЭС**

Состояние	$F, (10^{22}) \text{ м}^{-2}$	$\varphi, (10^{14}) \text{ с}^{-1} \text{ м}^{-2}$	Доля хрупкого межзеренного разрушения $\eta, \%$
Балаковская АЭС, блок 1*			
Исходное	0	–	5
Первичное облучение	34,4	2–4	20
Восстановительный отжиг	34,4	–	5
Повторное ускоренное облучение	50,0	1706	5
Повторное ускоренное облучение	28,5	206	5
Калининская АЭС, блок 1			
Исходное	0	–	5
Облучение первичное	44,4	2–4	10
Восстановительный отжиг	44,4	–	10
Повторное ускоренное облучение	28,8	206	10

\* при среднем размере зерна 100–150 мкм

При фрактографических исследованиях для каждого состояния исследовали несколько образцов с определением доли структурных составляющих и среднего размера зерна в изломе. Для дальнейшего анализа были отобраны образцы с близкими средними значениями размеров зерен (100–150 мкм), испытанные при температурах в интервале максимального проявления хрупкого межзеренного разру-

шения. Это обусловлено влиянием размера зерна на долю хрупкого межзеренного разрушения: чем больше размер зерна, тем больше, при прочих равных условиях, доля хрупкого межзеренного разрушения. Значение доли хрупкого межзеренного разрушения для этих образцов и было приписано для каждого состояния.

Из таблицы 4 видно, что первичное облучение приводит к образованию сегрегаций фосфора на границах зерен в изученных металлах сварных швов с высоким содержанием никеля (наблюдается до 20 и 10% хрупкого межзеренного разрушения в изломах испытанных образцов первых блоков Балаковской и Калининской АЭС соответственно). Химический состав металла сварного шва первого блока Балаковской АЭС по сравнению с первым блоком Калининской АЭС характеризуется повышенным содержанием никеля, марганца и кремния, что обуславливает большую долю хрупкого межзеренного разрушения в изломах образцов Балаковской АЭС-1. Восстановительный отжиг приводит к снижению уровня зернограничных сегрегаций на Балаковской АЭС-1 (доля хрупкого межзеренного разрушения уменьшается до 5%) и слабо влияет на уровень зернограничных сегрегаций на Калининской АЭС-1 (доля хрупкого межзеренного разрушения не изменяется). Следует отметить, что неизменная доля хрупкого межзеренного разрушения в случае Калининской АЭС-1, вероятно, обусловлена тем, что для фрактографических исследований не удалось найти образцы после отжига и повторного ускоренного облучения со средним размером зерна 100–150 мкм; в основном, они имели структуру крупных столбчатых зерен. Наличие столбчатых зерен характерно для российских металлов сварных швов и обусловлено технологией сварки. В зависимости от их положения относительно надреза размер их проекции на плоскость распространения трещины при ударных испытаниях может меняться. Как правило, при сравнительной оценке доли хрупкого межзеренного разрушения в различных состояниях для анализа выбирают образцы с одинаковым средним размером зерен. Однако на Калининской АЭС-1 такие образцы отсутствовали.

Повторное после восстановительного отжига ускоренное облучение металла сварных швов (до флюенса  $50 \cdot 10^{22} \text{ м}^{-2}$  для Балаковской АЭС-1 и  $28,8 \cdot 10^{22} \text{ м}^{-2}$  для Калининской АЭС-1) не приводит к увеличению уровня сегрегаций фосфора на границах зерен, так как доля хрупкого межзеренного разрушения в исследованных образцах остается на уровне 5 и 10% для Балаковской и Калининской АЭС соответственно.

Следует иметь в виду, что при эксплуатации реальных отожженных корпусов в течение 30-ти лет вклад зернограничных сегрегаций в охрупчивание при повтор-

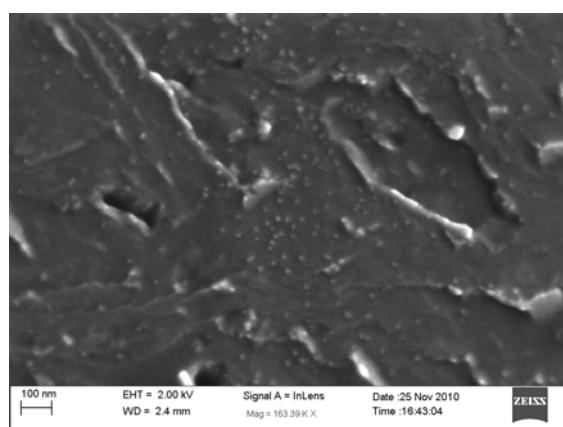


Рис. 6. Поверхность скола (РЭМ-изображение,  $\times 170000$ )

ном облучении может быть выше за счет длительного воздействия рабочей температуры и облучения.

При фрактографических исследованиях облученных образцов Балаковской АЭС-1 преципитаты были также обнаружены на поверхности скола (рис. 6).

## ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

На рисунке 7 представлены обобщенные результаты электронно-микроскопических исследований для материалов корпусов ВВЭР-1000, полученные как для исследованных в данной работе сварных швов, так и других швов, близких по содержанию никеля – элемента, наиболее значимым образом влияющего на радиационное охрупчивание корпусных сталей ВВЭР-1000 и данные для основного металла [3].

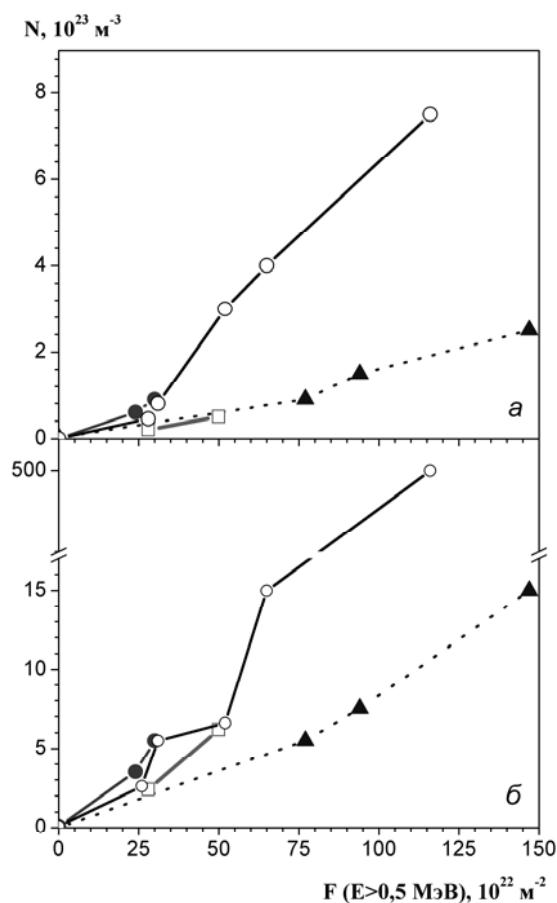


Рис. 7. Дозовая зависимость плотности радиационно-индущированных преципитатов (а) и радиационных дефектов – дислокационных петель (б) для материалов ВВЭР-1000: ● – при первичном облучении металла сварного шва низкой плотностью потока быстрых нейтронов; ○ – при первичном облучении металла сварного шва высокой плотностью потока быстрых нейтронов; ▲ – при первичном облучении основного металла высокой плотностью потока быстрых нейтронов; □ – при повторном после отжига облучении металла сварного шва высокой плотностью потока быстрых нейтронов

Видно, что

- темп накопления радиационно-индущированных преципитатов и радиационных дефектов в металле сварного шва с высоким содержанием никеля гораздо выше, чем в основном металле, что и обуславливает существенно больший темп его охрупчивания;
- при повторном после восстановительного отжига ускоренном облучении вновь наблюдается образование радиационно-индущированных элементов структуры, однако, если темп образования радиационных дефектов близок к первичному облучению с теми же флюенсом и плотностью потока быстрых нейтронов, то плотность образовавшихся при повторном облучении преципитатов существенно ниже, и сопоставима с количеством преципитатов в основном металле, что и приводит к наблюдавшему меньшему сдвигу температуры хрупкости при повторном облучении;
- облучение с большей в 50–400 раз плотностью потока быстрых нейтронов приводит к образованию несколько меньшей плотности преципитатов, чем в условиях облучения в действующем реакторе, что свидетельствует о влиянии плотности потока быстрых нейтронов на плотность радиационно-индущированных преципитатов.

Сравнение результатов исследования тонкой структуры с результатами механических испытаний [12] (на примере металла сварного шва) показывает, что отжиг по выбранному режиму обеспечивает достаточно полное восстановление структуры и свойств облученного металла сварного шва: почти полное восстановление предела текучести за счет исчезновения радиационных дефектов и существенного растворения радиационно-индуцированных преципитатов, а также снижение уровня зернограничных сегрегаций. При этом темп радиационного охрупчивания стали коррелирует с темпом накопления радиационно-индуцированных изменений структуры. Повторное ускоренное облучение вновь приводит к появлению радиационно-индуцированных наноразмерных структурных составляющих. Однако существенно меньшая суммарная плотность преципитатов и радиационных дефектов (в первую очередь – преципитатов), образовавшихся в металле сварного шва при повторном ускоренном облучении, обусловила меньший темп повторного радиационного охрупчивания.

### **Литература**

1. Integrity of Reactor Pressure Vessels in Nuclear Power Plants: Assessment of Irradiation Embrittlement Effects in Reactor Pressure Vessel Steels, IAEA-TECDOC-NP-T-3.11, IAEA, Vienna (2009).
2. Kuleshova E.A., Gurovich B.A., Shtrombakh Ya.I., Nikolaev Yu.A., Pechenkin V.A. Microstructural behavior of VVER-440 reactor pressure vessel steels under irradiation to neutron fluences beyond the design operation period//J. Nucl. Mat. – 2005. – V. 342. – Issues 1-3. – P. 77-89.
3. Gurovich B.A., Kuleshova E.A., Shtrombakh Ya.I., Erak D.Yu., Chernobaeva A.A., Zabusov O.O. Fine structure behavior of VVER-1000 RPV materials under irradiation//Journal of Nuclear Materials. – 2009. – 389. – P. 490-496.
4. Effects of Nickel on Irradiation Embrittlement of Light Water Reactor Pressure Vessel Steels, IAEA-TECDOC-1441, 2005, IAEA, Vienna (2005).
5. Патент №2009136468/(1051508) от 19.03.2010 г. Способ восстановления физико-механических свойств металла корпусов реакторов ВВЭР-1000/Я.И. Штромбах, Б.А. Гурович, Д.Ю. Ерак, Д.А. Журко, О.О. Забусов, Е.А. Кулешова, Ю.А. Николаев.
6. Kelly P., Jostsons A., Blake R., Napier J. The determination of foil thickness by scanning transmission electron microscopy. Phys. Status Solidi (A) 31 (1975) p. 771.
7. Салтыков С.А. Стереометрическая металлография. – М.: Металлургия, 1976. – 271с.
8. Miller M.K., Chernobaeva A.A., Shtrombakh Y.I., Russell K.F., Nanstad R.K., Erak D.Y., Zabusov O.O. Evolution of the nanostructure of VVER-1000 RPV materials under neutron irradiation and post irradiation annealing//Journal of Nuclear Materials. – 2009. – 385. – P. 615-622.
9. Meslin E., Radiguet B., P. Pareige, Toffolon C., Barbu A. Irradiation-Induced Solute Clustering in a Low Nickel FeMnNi Ferritic Alloy Experimental Mechanics (2011) DOI 10.1007/s11340-011-9476-1.
10. Утевский Л.М., Гликман Е.Е., Карк Г.С. Обратимая отпускная хрупкость стали и сплавов железа. – М.: Металлургия, 1985. – 271с.
11. Gurovich B.A., Kuleshova E.A., Shtrombakh Ya.I., Zabusov O.O., Kraskov E.A. Intergranular and intragranular phosphorus segregation in Russian pressure vessel steels due to neutron irradiation// Journal of Nuclear Materials. – 2000. – V. 279. – Issues 2-3. – P. 259-272.
12. Штромбах Я.И., Гурович Б.А., Кулешова Е.А., Ерак Д.Ю., Федотова С.В., Журко Д.А., Забусов О.О., Николаев Ю.А. Экспериментальная оценка эффективности проведения восстановительного отжига корпусов ВВЭР-1000//Атомная энергия. – 2010. – Т. 109. – Вып. 4. – С. 205-213.

Поступила в редакцию 24.05.2011

## ABSTRACTS OF THE PAPERS

### УДК 621.039.51

*Burnout Calculation in Complicated Geometry Region with Strong Absorption by First-flight Collision Probabilities Method* | T.Yu. Karpushkin; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2011. – 7 pages, 4 illustrations. – References, 6 titles.

A recovery method of first-flight collision probabilities matrixes in burnout process using average chords calculated for some states by stochastic neutron rays is presented. The calculation of infinite neutron breeding factor for transport reactor assembly in burnout process of materials using this method and comparison with calculation by other methods and programs is presented.

### УДК 621.039.51

*Option of IVG.1M Reactor Modernization with Partial Replacement of Process Channels* | V. Kotov, I. Prozorova; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 1 table, 6 illustrations. – References, 4 titles.

Treatments of mixed core usage including installation of not complete set of new process channels in reactor but only parts of them are stated. It is shown that partial reactor channel replacement allows reactor upgrading and enhancing its functional capabilities.

### УДК 621.039.5: 621.362

*Self-Contained Thermionic Nuclear Power Plant for Offshore Gas and Oil Production Platforms* | A.D. Krotov, G.E. Lazarenko, M.K. Ovcharenko, A.P. Pyshko, A.V. Sonko, V.I. Yarygin, D.G. Lazarenko; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2011. – 7 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References, 7 titles.

The reactor unit for direct conversion of thermal energy into electrical energy with the electrical output between 1-5 MW oriented onto integration into equipment for offshore platforms have been discussed. A distinguishing feature of the reactor unit is the use of a thermionic conversion process with the thermodynamic cycle upper temperature of ~1600 K and lower temperature of ~700 K with the efficiency 15-20%.

### УДК 621.039.519

*Tests of SM Reactor Experimental Fuel Assemblies with Increased Uranium Load* | V.A. Starkov, M.N. Svyatkin, A.V. Klinov, A.P. Malkov, V.E. Fedoseev, A.L. Petelin, Yu.B Chertkov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 1 table, 9 illustrations. – References, 8 titles.

This paper presents the results of determination of power density and burnup distribution throughout the sections of three experimental fuel assemblies with increased uranium content in the rods (6g U235), obtained under calculated and experimental simulation of their operation conditions in the SM research reactor core. The mode of these distributions change during irradiation is analyzed. Thermal physic parameters of experimental FA rod operation are examined. The essential controlled tested parameters are given. It is shown that the reactor FA with increased fuel load stood well the total cycle of the reactor tests retaining its operational integrity under energy release, thermal load and fuel burnup appropriate to operational conditions of the modernized reactor core.

**УДК 621.039.519**

*Results of Calculated Experimental Justification of Support and Conditions of Mass Tests of SM Experimental Fuel Assemblies with Increased Uranium Load | V.A. Tsikanov, V.A. Starkov, A.P. Malkov, M.N. Svyatkin, A.V. Klinov, A.L. Petelin, Yu.A. Krasnov, Yu.B. Chertkov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 102 pages, 6 tables, 1 illustration. – References, 15 titles.*

The technical feasibility and safety of SM core conversion for operation with increased uranium content rods using the standard fuel reloading were justified on the basis of the results of calculated experimental investigations. The experimental investigations of core physical characteristics and the mass tests of the experimental fuel assemblies on the basis of the rods loaded with 6g 235U were carried out. Technical-economical characteristics of the reactor with experimental FA were analyzed. The data required for amendments of the reactor design documentation and conversion of the new FA from the experimental assembly category to the standard one are obtained.

**УДК 621.039.534**

*Experimental Sample of IVA-M Device for Monitoring of Hydrogen in Sodium Coolant | V.V. Alekseev, G.P. Sergeev, P.S. Kozub, V.V. Matyukhin, A.P. Sorokin; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 2 tables, 5 illustrations. – References, 5 titles.*

Experimental sample of IVA-M device for Monitoring of hydrogen in sodium is developed which includes the primary converter from the indicator IVA- 1Y (high vacuum block with nickel membrane and magnet pump NMD-0,0063, in addition equipped by thermostat), structurally advanced sodium block with recuperator and graduation block.

The chosen design of technological (sodium) block of IVA-M has the nominal sodium flow rate 0,1 m<sup>3</sup>/h (WILLOW – AT), much smaller dimensions and reduced approximately in 3 time transport time in sodium path of device in comparison with IVA- 1Y.

The experimental sample of IVA-M device is manufactured and tested on sodium loop ZU-3M.

The tests of the experimental sample of IVA-M device have shown conformity of its characteristics to parameters stipulated by technical project on development of the device.

**УДК 621.039.58**

*Risk Assessment for NPPs with RBMK Reactors | R.T. Islamov, A.A. Derevyankin, I.V. Zhukov, M.A. Berberova, S.S. Dyadyura, Ju.A. Mardashova, R.Sh. Kalmetiev; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 7 pages, 2 tables, 2 illustrations. – References, 7 titles.*

We have made the comparative risk assessment for NPPs with RBMK reactors and describe the results of risk index calculations required for Kursk NPP safety passports, which are compulsory for each hazardous industrial facility in accordance with the legislation of the Russia Federation. The output of this research is the assessment of risk index systems in physical and economical terms, social risk (F-N curves) and material damage (F-G curves) charts for Kursk NPP.

**УДК 621.039.566**

*Limiting State Estimation of Damaged Pipe Bend Nuclear Power Plant | V.M. Markochev; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 6 pages, 4 illustrations. – References, 1 title.*

The method of calculating the limit state of the damaged section bend of pipeline, based on test results of smooth specimen, and the corresponding notched. Geometry of notched specimen is entirely dependent on the ratio of yield strength to ultimate strength. Design scheme is a simplified version of the method of real elements, the criterion of destruction – the strain criterion.

**УДК 621.039.51**

*Calculation Analysis of Maximal Design Leaks in Primary Circuit of VVR-c Reactor (IBB.10M) after Design Modernization | V.V. Sergeev, O.Uy. Kochnov, A. A. Kazantsev; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 10 pages, 3 tables, 8 illustrations. – References, 3 titles.*

Design modernization of the research reactor VVR-C is directed on essential increase of reactor safety, including operation mode during maximal design accidents. The most significant modernization of design from thermal hydraulic point of view are: installation of hydraulic lock on the drain pipeline directly to tank of reactor facility in combination with the top position into the tank the inlet pipeline of the coolant in core. Calculations were performed based on TRAC code. International thermal hydraulic network code TRAC was designed for the safety analysis of water-cooled NPP. Nodalisation scheme of the primary circuit was verified based on existing experimental data from transient mode obtained before modernization of facility. Then consequences of design modernization for a wide range of postulated initial events recommended for SAR were investigated. Calculations of shut down cooling dynamics for reactor facility at natural circulation mode at leaks in the primary circuit, resulting in presented below the fast level decreasing of a coolant into the reactor tank.

**УДК 621.039**

*On the Status of Nuclear Power Engineering as a Science | V.A. Kanke; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 5 pages. – References, 3 titles.*

Nuclear power engineering is seen as a pragmatic science concepts which are values. Criticized the interpretation of the status of nuclear power engineering from the standpoint of physicalism and ideas about applied science.

**УДК 621.039**

*Comparative Estimation of Radiation Dose for Aquatic Biota from Radiation Accidents in the Area of Fukushima and Chernobyl NPP | I.I. Kryshev, A.I. Kryshev; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 8 pages, 2 tables, 2 illustrations. – References, 25 titles.*

Estimates of radiation doses are presented for marine biota in March-May 2011 in the coastal zone near Fukushima NPP and in the open sea. For most radiosensitive marine organisms (fish and mollusks) the radiation doses did not exceed the reference safe level of 10 mGy/day. At the distance 30 km from the NPP in the open sea the radiation doses for marine biota were much lower than those in the coastal zone near the NPP. Comparative estimates were obtained for radiation doses in marine organisms in the exclusion zones of Chernobyl NPP and Fukushima NPP.

**УДК 661.879: 541.183**

*Extraction of Radionuclides from the Water with New High Temperature Resistant Aluminosilicate Adsorbents | A.S. Shilina, V.K. Milinchuk, O.A. Ananieva; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 8 pages, 4 illustrations. – References, 13 titles.*

A simple environmentally friendly low-cost method for the synthesis of aluminosilicate adsorbents, occurring in one-stage process Determined by its static sorption capacity (mg/g) with respect to the cations  $\text{Fe}^{3+}$  –  $582 \pm 30$ ,  $\text{Ni}^{2+}$  –  $120 \pm 20$ ,  $\text{Pb}^{2+}$  –  $240 \pm 20$ ,  $\text{Cu}^{2+}$  –  $160 \pm 20$ ,  $\text{Sr}^{2+}$  –  $226 \pm 11$ ,  $\text{Cs}^{+}$  –  $2350 \pm 117$ . Established that the sorption capacity of the adsorbent increases 2-3 times after the heat treatment. Aluminosilicate adsorbents have a high thermal, chemical and radiation stability.

**УДК 621.039.534**

*Reactors with Heavy Liquid-Metal Coolants and Some Thermohydraulic Data for them | A.V. Zukov, J.A. Kuzina, V.I. Blozorov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 13 pages, 1 table, 9 illustrations. – References, 11 titles.*

The problem of inherent advanced safety of reactors with heavy liquid-metal coolants is considered

in the paper by example of the projects of BREST-OD-300 and SVBR-100 reactors. Key specifications of these reactors are given. Results of preliminary thermohydraulic calculation of a central fuel assembly of the BREST-OD-300 core (triangular lattice of fuel elements) are demonstrated. Also the design of a thermohydraulic model for planned experimental research of the SVBR-100 core is in detail described.

**УДК 621.039.51: 536.24**

*Statistical Estimation of Maximum Fuel-Element Cladding Temperature in Supercritical Water-Cooled Fast Reactor* | K.V. Kartashov, G.P. Bogoslovskaya; Editorial board of journal «Izvestia vishikh uchebnikov zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 2 tables, 2 illustrations. – References, 9 titles.

The analysis of programs subchannel, currently used to estimate the parameters of fuel assemblies of a new generation of reactors cooled by supercritical water. The possibility of the use of programs subchannel at the stage of preliminary calculations, the definition and optimization of design and operational parameters. A comparison of programs, shows the benefits of the program MIF, previously developed to calculate the thermal hydraulic parameters of fast reactors with liquid metal coolant. Shows how to estimate the maximum temperature of fuel cladding of the reactor, taking into account factors of overheating. The possibility of evaluation hot spot factors on the basis of the Monte-Carlo method.

**УДК 621.039.531**

*Radiation-Induced Structural Effects Observing in VVER-1000 RPV Steels under Operation, Recovery Annealing and Accelerated Re-Irradiation* | B.A. Gurovich, E.A. Kuleshova, O.O. Zabusov, S.V. Fedotova, K.E. Prikhodko, A.S. Frolov, D.A. Maltsev, M.A. Saltykov; Editorial board of journal «Izvestia vishikh uchebnikov zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 11 pages, 4 tables, 7 illustrations. – References, 12 titles.

In this paper evolution of radiation-induced structure elements and level of grain-boundary segregation in VVER-1000 welds during operation, recovery annealing and accelerated re-irradiation were studied using high-resolution methods of transmission and scanning electron microscopy and Auger electron spectroscopy.

The level of grain-boundary segregations in various states was established as well as the fast neutron fluence and flux dependence of the density of radiation defects and radiation-induced precipitates. It is shown that the radiation-induced structure effects correlate with the results of mechanical tests.

## НАШИ АВТОРЫ

**Ананьева О.А.** – к.х.н., доцент кафедры общей и специальной химии Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ» Обнинского института атомной энергетики (ИАТЭ НИЯУ МИФИ).

**Берберова М.А.** – научный сотрудник Международного центра по ядерной безопасности.

**Богословская Г.П.** – к.т.н., доцент, ведущий научный сотрудник института ядерных реакторов и теплофизики Государственного научного центра Российской Федерации-Физико-энергетического института (ГНЦ РФ-ФЭИ). Область научных интересов: теплогидравлика ядерных реакторов.

**Гурович Б.А.** – д.т.н., профессор, директор Института реакторных материалов и технологий НИЦ «Курчатовский институт».

**Деревянкин А.А.** – к.т.н., начальник лаборатории Международного центра по ядерной безопасности.

**Дядюра С.С.** – аспирант Московского физико-технического института (государственного университета).

**Жуков И.В.** – начальник лаборатории Международного центра по ядерной безопасности.

**Забусов О.О.** – к.ф.-м.н., директор отделения Института реакторных материалов и технологий НИЦ «Курчатовский институт».

**Исламов Р.Т.** – д.ф.-м.н., директор Международного центра по ядерной безопасности.

**Казанцев А.А.** – к.т.н., доцент, заведующий лабораторией теплофизического моделирования в ЭНИМЦ «Моделирующие системы». Окончил Обнинский филиал МИФИ в 1981 г. Занимается разработкой моделей основного технологического оборудования, моделированием двухфазных потоков для оборудования АЭС, расчетами с использованием CFD кода OpenFOAM.

**Кальметьев Р.Ш.** – студент Московского физико-технического института (государственного университета).

**Канке В.А.** – д.фил.н., профессор ИАТЭ НИЯУ МИФИ. Окончил Московский государственный педагогический институт им. В.И. Ленина (специальность – физика). Автор научных и учебных работ по проблемам философии науки, техники, этики, истории философии.

**Карташов К.В.** – аспирант, инженер-исследователь института ядерных реакторов и теплофизики Государственного научного центра Российской Федерации – Физико-энергетического института (ГНЦ РФ-ФЭИ). Область научных интересов: теплогидравлические расчеты тепловых и быстрых ядерных реакторов.

**Клинов А.В.** – к.ф-м.н., заместитель директора реакторного исследовательского комплекса Научно-исследовательского института атомных реакторов (ОАО «ГНЦ НИИАР»). Область научных интересов: реакторная физика. Тел. (84235) 6-55-23, e-mail: klinov@niiar.ru.

**Котов В.М.** – начальник отдела разработки и испытания реакторных устройств, Национальный ядерный центр Республики Казахстан, Институт атомной энергии НЯЦ РК.

**Кочнов О.Ю.** – к.т.н., директор Обнинского филиала НИФХИ им. Карпова. Окончил ОИАТЭ (филиал МИФИ). С 1993 г. работает в НИФХИ им Карпова. Прошел все должности от оператора реактора ВВР-ц до главного инженера.

**Краснов Ю.А.** – начальник критических стендов СМ-2, МИР.М1 Реакторного исследовательского комплекса Научно-исследовательского института атомных реакторов (ОАО «ГНЦ НИИАР»). Область научных интересов: реакторная физика, обеспечение ядерной безопасности исследовательских ядерных установок. Тел. (84235) 6-51-04.

**Кротов А.Д.** – научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

**Кулешова Е.А.** – д.т.н., главный научный сотрудник Института реакторных материалов и технологий НИЦ «Курчатовский институт».

**Лазаренко Г.Э.** – к.т.н., начальник бюро ГНЦ РФ-ФЭИ.

**Лазаренко Д.Г.** – к.ф.-м.н., старший преподаватель кафедры перспективных методов получения и преобразования энергии ИАТЭ НИЯУ МИФИ.

**Малков А.П.** – к.т.н., начальник отдела ядерной безопасности Научно-исследовательского института атомных реакторов (ОАО «ГНЦ НИИАР»), доцент кафедры «Ядерные реакторы» Димитровградского филиала Ульяновского государственного технологического университета. Окончил Уральский политехнический институт в 1986 г. Область научных интересов: реакторная физика, обеспечение ядерной безопасности объектов ядерной энергетики. Тел. (84235) 6-56-37, e-mail: malkov@niiar.ru.

**Мальцев Д.А.** – младший научный сотрудник Института реакторных материалов и технологий НИЦ «Курчатовский институт».

**Мардашова Ю.А.** – студент Московского физико-технического института (государственного университета).

**Милинчук В.К.** – д.х.н., профессор, зав. кафедрой общей и специальной химии Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ» Обнинского института атомной энергетики (ИАТЭ НИЯУ МИФИ).

Овчаренко М.К. – заведующий лабораторией ГНЦ РФ-ФЭИ.

**Петелин А.Л.** – главный инженер реакторного исследовательского комплекса, начальник отделения исследовательских реакторов Научно-исследовательского института атомных реакторов (ОАО «ГНЦ НИИАР»). Область научных интересов: физика, техника, облучательные технологии, безопасность ядерных реакторов. Тел. (84235)65827, e-mail: pal@niiar.ru.

**Приходько К.Е.** – к.ф.-м.н., начальник лаборатории Института реакторных материалов и технологий НИЦ «Курчатовский институт».

**Прозорова И.В.** – начальник группы отдела реакторных испытаний, Национальный ядерный центр Республики Казахстан, Институт атомной энергии НЯЦ РК. E-mail: Prozorova@nnc.kz.

**Пышко А.П.** – к.т.н., начальник отдела ГНЦ РФ-ФЭИ.

**Салтыков М.А.** – младший научный сотрудник Института реакторных материалов и технологий НИЦ «Курчатовский институт».

**Святкин М.Н.** – к.т.н., первый заместитель директора-главный инженер ОАО «ГНЦ НИИАР», профессор кафедры «Ядерные реакторы» Димитровградского филиала Ульяновского государственного технологического университета. Область научных интересов: физика, техника, облучательные технологии, безопасность ядерных реакторов. Тел. (84235)35805, e-mail smn@niiar.ru.

**Сонько А.В.** – инженер-исследователь ГНЦ РФ-ФЭИ.

**Старков В.А.** – к.т.н., начальник отдела Научно-исследовательского института атомных реакторов (ОАО «ГНЦ НИИАР»), доцент кафедры «Ядерные реакторы» Димитровградского филиала Ульяновского государственного технологического университета. Область научных интересов: теплофизика и реакторная физика. Тел. (84235) 6-55-72, e-mail: sva@niiar.ru.

**Федосеев В.Е.** – старший научный сотрудник Научно-исследовательского института атомных реакторов (ОАО «ГНЦ НИИАР»). Область научных интересов: расчетные и экспериментальные исследования по теплофизике активных зон. Тел. (84235)34584.

**Федотова С.В.** – научный сотрудник Института реакторных материалов и технологий НИЦ «Курчатовский институт».

**Фролов А.С.** – младший научный сотрудник Института реакторных материалов и технологий НИЦ «Курчатовский институт».

**Цыканов В.А.** – д.т.н., профессор, заместитель директора по науке Научно-исследовательского института атомных реакторов (ОАО «ГНЦ НИИАР»). Область научных интересов: теплофизика, физика ядерных реакторов, ядерный топливный цикл, радиационное материаловедение. Тел. (84235) 9-66-86, e-mail: VATS@mail.ru

**Чертков Ю.Б.** – к.ф-м.н., доцент кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Национального исследовательского Томского политехнического университета. Область научных интересов: реакторная физика.

Тел. (3822) 42-37-50, e-mail: chubs@k21.phtd.tpu.ru.

**Шилина А.С.** – к.х.н., доцент кафедры общей и специальной химии Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ» Обнинского института атомной энергетики (ИАТЭ НИЯУ МИФИ).

**Ярыгин В.И.** – д.т.н., зам. директора ИЯФПЭ ГНЦ РФ-ФЭИ.

## OUR AUTHORS

**Ananieva O.A.** – Cand. Sci. (Chemistry), assistant professor of general and special chemistry of the National Nuclear Research University «MEPhI» Obninsk Institute of Atomic Energy (INPE NRNU MEPhI).

**Berberova M.A.** – Researcher of the International Nuclear Safety Center.

**Bogoslovskay G.P.** – Cand. Sci. (Engineering), Associate professor, chief researcher in the institute of nuclear power plants and thermal physics of the State Scientific Center of Russian Federation – Institute of Physics and Power Engineering. Scientific interest – thermohydraulic of NPP.

**Chertkov Yu.B.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), lecturer of chair «Physics and power facilities» of Physical & Engineering Department of National Research Tomsk Polytechnic University. Scientific interests: reactor physics. Tel. (3822) 42-37-50, e-mail: chubs@k21.phtd.tpu.ru.

**Derevyankin A.A.** – Cand. Sci. (Engineering), Head of Laboratory of the International nuclear safety center.

**Dyadyura S.S.** – post-graduated student of the Moscow Physico-Technical Institute (State University).

**Fedoseev V.E.** – senior researcher of Research Institute of Atomic Reactors (JSC «SSC RIAR»). Scientific interests: calculation and experimental investigations on core thermal physics. Tel. (84235) 3-45-84.

**Fedotova S.V.** – researcher of the Institute of reactor materials and technologies, NRC «Kurchatov institute».

**Frolov A.S.** – junior researcher of the Institute of reactor materials and technologies, NRC «Kurchatov institute».

**Gurovich B.A.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor, Director of the Institute of reactor materials and technologies, NRC «Kurchatov institute».

**Islamov R.T.** – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Director of the International nuclear safety center.

**Kalmetiev R.Sh.** – student of the Moscow Physico-Technical Institute (State University).

**Kanke V.A.** – Dr. Sci. (Phil.), Professor of the Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering of the National Research Nuclear University «MEPhI»

**Kartashov K.V.** – post-graduate student, engineer-researcher in the institute of nuclear power plants and thermal physics of the State Scientific Center of Russian Federation – Institute of Physics and Power Engineering. Scientific interest – calculation thermohydraulic of thermal and fast NPP.

**Kazantsev A.A.** – Cand. Sci. (Engineering), Associated Professor, Head of thermal physic simulation lab. in «Simulation System Ltd.». Graduated from the Obninsk branch of Moscow Engineering Physics Institute in 1981. Engaged in the modeling of main engineering equipment, Simulation of two phase flows for NPP applications, calculation based on CFD code OpenFOAM.

**Klinov A.V.** – Cand. Sci. (Engineering), deputy director of Research Reactor Complex of JSC «SSC RIAR». Scientific interests: reactor physics. Tel. (84235) 6-55-23, e-mail: klinov@niiar.ru.

**Kochnov O.U.** – Cand. Sci. (Engineering), Director of Obninsk Branch of FSUE Karpov Institute of Physical Chemistry (KIPC). Graduated from the OINPE (Obninsk branch of MSPEI). Since 1993 works in FSUE KIPC. Has passed all posts from the operator of reactor VVR-C up to Chief Engineer.

**Kotov V.M.** – Head of Reactor Device Test&Design Department, Institute of Atomic Energy of the National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan. E-mail: KotovVM@nnc.kz.

**Krasnov Yu.A.** – head of SM-2, MIR.M1 critical assemblies of Research Reactor Complex of JSC «SSC RIAR». Scientific interests: reactor physics, nuclear safety of research nuclear facilities.

Tel. (84235) 6-51-04.

**Krotov A.D.** – Researcher of the SSC RF-IPPE.

**Kuleshova E.A.** – Dr. Sci. (Engineering), chief researcher of the Institute of reactor materials and technologies, NRC «Kurchatov institute».

**Lazarenko D.G.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Competitor of advanced methods of energy generation and conversion department of the INPE – NRNU MEPhI.

**Lazarenko G.E.** – Cand. Sci. (Engineering), Head of department of laboratory of the SSC RF-IPPE.

**Malkov A.P.** – Cand. Sci. (Engineering), head of Nuclear Safety Department of JSC «SSC RIAR», lecturer of chair «Nuclear reactors» of Dimitrovgrad branch of Ulyanovsk State Technical University. Scientific interests: reactor physics, nuclear safety of the nuclear energy units. Graduated from Ural Polytechnic Institute in 1986. Tel. (84235) 6-56-37, e-mail: malkov@niiar.ru.

**Maltsev D.A.** – junior researcher of the Institute of reactor materials and technologies, NRC «Kurchatov institute».

**Mardashova Ju.A.** – student of the Moscow Physico-Technical Institute (State University).

**Milinchuk V.K.** – Dr. Sci.(Chemistry), Prof., Head department of general and special chemistry of the National Nuclear Research University «MEPhI» Obninsk Institute of Atomic Energy (INPE NRNU MEPhI).

**Ovcharenko M.K.** – Head of laboratory of the SSC RF-IPPE.

**Petelin A.L.** – Chief engineer of Research Reactor Complex, head of Research Reactor Division of Research Institute of Atomic Reactors (JSC «SSC RIAR»). Scientific interests: physics, engineering, irradiation technologies, nuclear reactor safety. Tel.(84235)65827, e-mail: pal@niiar.ru.

**Prikhodko K.E.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), head of laboratory of the Institute of reactor materials and technologies, NRC «Kurchatov institute».

**Prozorova I.V.** – Head of Reactor Test Subdivision, Institute of Atomic Energy of the National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan. E-mail: Prozorova@nnc.kz.

**Pyshko A.P.** – Cand. Sci. (Engineering), Head of department of the SSC RF-IPPE.

**Saltykov M.A.** – junior researcher of the Institute of reactor materials and technologies, NRC «Kurchatov institute».

**Shilina A.S.** – Cand. Sci. (Chemistry), assistant professor of general and special chemistry of the National Nuclear Research University «MEPhI» Obninsk Institute of Atomic Energy (INPE NRNU MEPhI)

**Sonko A.V.** – Engineer of 1 category of the SSC RF-IPPE.

**Starkov V.A.** – Cand. Sci. (Engineering), head of Department of Research Institute of Atomic Reactors (JSC «SSC RIAR»), lecturer of chair «Nuclear reactors» of Dimitrovgrad branch of Ulyanovsk State Technical University. Scientific interests: thermal physics and reactor physics. Tel.(84235) 6-55-72, e-mail: sva@niiar.ru.

**Svyatkin M.N.** – Cand. Sci. (Engineering), first deputy director- chief engineer of JSC «SSC RIAR», professor of chair «Nuclear reactors» of Dimitrovgrad branch of Ulyanovsk State Technical University. Scientific interests: physics, engineering, irradiation technologies, nuclear reactor safety. Tel.(84235) 3-58-05, e-mail smn@niiar.ru.

**Tsikanov V.A.** – Dr. (Engineering), Professor, deputy director for science of Research Institute of Atomic Reactors (JSC «SSC RIAR»). Tel. (84235) 9-66-86, e-mail: VATS@mail.ru.

**Yarygin V.I.** – Dr. Sci. (Engineering), Deputy Director of INFPE of the SSC RF-IPPE.

**Zabusov O.O.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), director of division of the Institute of reactor materials and technologies, NRC «Kurchatov institute».

**Zhukov I.V.** – Head of Laboratory of the International nuclear safety center.