

СОДЕРЖАНИЕ

<b>БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ</b>	<i>Ю.М. Волков, С.Т. Лескин, Ю.Д. Баранаев, А.И. Воропаев, М.Ф. Воротынцев</i> Разработка специализированных программных средств оперативного анализа и прогноза развития радиационных аварий.....	3
<b>АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ</b>	<i>Ф.И. Карманов, Д.А. Резниченко</i> Сравнительные характеристики методов поиска равновесных конфигураций кластерных систем, взаимодействующих посредством потенциала Ленарда–Джонса.....	8
<b>ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ</b>	<i>А.И. Крышев, А.В. Носов</i> Радиоэкологическая модель переноса $^{90}\text{Sr}$ и $^{137}\text{Cs}$ в речной системе «Исеть–Тобол–Иртыш»..... <i>А.И. Никитин, В.Б. Чумичев, Н.К. Валетова, И.Ю. Катрич, А.И. Кабанов, Г.Е. Дунаев, В.Н. Шкуро, В.М. Родин, А.Н. Мироненко, Е.В. Киреева</i> Современное содержание $^{90}\text{Sr}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{239,240}\text{Pu}$ и трития в воде речной системы Тобол–Иртыш (от устья р. Исеть до слияния с р. Обь).....	16 26
<b>ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ</b>	<i>А.Ю. Дорошенко, В.В. Кетлеров</i> Экспериментальные сечения реакции деления $^{238}\text{U}$ протонами промежуточных энергий..... <i>В.И. Мелихов, О.И. Мелихов, А.В. Петросян, С.Е. Якуш</i> Численное моделирование перемешивания потоков с различной концентрацией бора кодом REMIX.....	35 47
<b>АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ</b>	<i>А.Н. Шкаровский, В.И. Аксенов, Н.П. Сердунь</i> Анализ физических состояний реактора ВВЭР-1000 и управление аварийными ситуациями.....	60
<b>ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА</b>	<i>Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, В.А. Левченко</i> Экспериментальное исследование гидравлических характеристик модифицированной ТВС реактора РБМК-1000..... <i>Ю.С. Юрьев, Ю.Д. Левченко, И.А. Чусов, А.А. Казанцев, И.Н. Леонов</i> Влияние отклонений геометрии тракта двухпетлевой гидравлической модели на неопределенность общего коэффициента гидросопротивления.....	69 81
<b>МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА</b>	<i>В.И. Бойко, Б.Е. Кадлубович, И.В. Ломов, В.Н. Нестеров, И.В. Шаманин</i> Формирование функционального слоя на поверхности ядерного топливного элемента под действием импульсного пучка заряженных частиц..... <i>В.И. Бойко, В.В. Шидловский, П.М. Гаврилов, В.Н. Нестеров, И.В. Шаманин, А.В. Ратман</i> Оценка ресурса реакторного графита ячеек системы управления и защиты с учетом деградации теплофизических свойств..... <i>П.Н. Мартынов, М.Е. Чернов, В.А. Гулевский, Ю.А. Тепляков, А.А. Проворов</i> Метод и устройство для индикации состояния пассивационных пленок на поверхности конструкционных материалов в тяжелых жидкометаллических теплоносителях.....	87 94 104

## CONTENTS

<b>SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP</b>	<i>Yu.M. Volkov, S.T. Leskin, Yu.D. Baranaev, A.I. Voropaev, M.F. Vorotyntsev</i> The Development of Specialized Software for Fast Radiation Conditions Analysis and Accident Evolution Forecasting in Case of Nuclear Accident.....3
<b>CYRRENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING</b>	<i>F.I. Karmanov, D.A. Reznichenko</i> Comparative Study of Equilibrium Configurations of Lennard–Jones Cluster Systems.....8
<b>ENVIROMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING</b>	<i>A.I. Kryshev, A.V. Nosov</i> Radioecological Model of <sup>90</sup> Sr and <sup>137</sup> Cs Transfer in the River System «Iset – Tobol – Irtysh».....16 <i>A.I. Nikitin, V.B. Chumichev, N.K. Valetova, I.Yu. Katrich, A.I. Kabanov, G.E. Dunaev, V.N. Shkuro, V.M. Rodin, A.N. Mironenko, E.V. Kireeva</i> Up-to-date Content of <sup>90</sup> Sr, <sup>137</sup> Cs, <sup>239,240</sup> Pu and Tritium in Water of the River System Tobol-Irtysh (from the Iset River Mouth till Confluence with the Ob River).....26
<b>REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY</b>	<i>A.Yu. Doroshenko, V.V. Ketlerov</i> Experimental Cross-Sections of <sup>238</sup> U Fission Induced by Intermediate Energy Protons.....35 <i>V.I. Melikhov, O.I. Melikhov, A.V. Petrosyan, S.E. Yakush</i> Numerical Modeling of Coolant Mixing with REMIX Code.....47
<b>NUCLEAR POWER PLANTS</b>	<i>A.N. Shkarovskii, V.I. Aksenov, N.P. Serdun</i> Physical Statutes of Reactor VVER-1000 Analyze and Management of Emergency Situations.....60
<b>THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS</b>	<i>E.F. Avdeev, I.A. Chusov, V.A. Levchenko</i> Experimental Research of Hydraulic Parameters of Modified Fuel Assembly for RBMK-1000 Reactor.....69 <i>Yu.S. Yur'ev, Yu.D. Levchenko, I.A. Chusov, A.A. Kazantsev, I.N. Leonov</i> Influence of Track Geometry Deviation in Two-Loop Hydraulic Model on Total Hydraulic Friction Uncertainties .....81
<b>MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING</b>	<i>V.I. Boiko, B.E. Kadlubovich, I.V. Lomov, V.N. Nesterov, I.V. Shamanin</i> The Forming of the Functional Layer on the Nuclear Fuel Element Surface by the Pulsed Charged Particles Beam Action.....87 <i>V.I. Boiko, V.V. Shidlovskiy, P.M. Gavrilov, V.N. Nesterov, I.V. Shamanin, A.V. Ratman</i> The Distribution of the Reactor's Graphite Resource in Cells of the Operation and Protection System with the Degradation of the Thermo-Physical Properties Taking into account.....94 <i>P.N. Martynov, M.E. Chernov, V.A. Gulevskiy, U.A. Teplykov, A.A. Provorov</i> Method and Device for Indication of the State of Passivation Films on the Surface of Structural Materials in Heathy Liquid Metal Coolants.....104

УДК 621.039.58

## РАЗРАБОТКА СПЕЦИАЛИЗИРОВАННЫХ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ ОПЕРАТИВНОГО АНАЛИЗА И ПРОГНОЗА РАЗВИТИЯ РАДИАЦИОННЫХ АВАРИЙ

**Ю.М. Волков\***, **С.Т. Лескин\***, **Ю.Д. Баранаев\*\***, **А.И. Воропаев\*\***,  
**М.Ф. Воротынецв\*\***

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

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



Изложен подход к разработке программной системы для экспресс-прогноза последствий радиационной аварии на ядерной энергетической установке (ЯЭУ). Система интегрирует наработку ГНЦ РФ-ФЭИ в области атмосферного переноса радиоактивности. Описан алгоритм уточнения параметров выброса радиоактивности по показаниям датчиков автоматизированной системы контроля радиационной обстановки (АСКРО) и первым результатам радиационной разведки. Для визуализации результатов расчета использована платформа MapInfo и цифровые карты местности.

В течение последних лет концерн «Росэнергоатом» активно ведет работы по совершенствованию системы предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций (СПЧС). Эти работы направлены на совершенствование системы управления противоаварийными действиями, модернизацию информационного и программного обеспечения, систем видеоконференцсвязи и передачи данных.

Одним из составляющих элементов СПЧС является Центр технической поддержки (ЦТП), расположенный в ГНЦ РФ-ФЭИ. Центр выполняет функцию инженерно-технической и информационной поддержки Кризисного центра (КЦ) концерна «Росэнергоатом» как в режиме нормальной эксплуатации, так и при чрезвычайных ситуациях на Белоярской и Билибинской АЭС.

Ниже изложено состояние, имеющихся и разрабатываемых в ЦТП, программных средств оперативного анализа и прогноза последствий выхода за барьеры безопасности значимых количеств радиоактивности.

### ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Наиболее ответственным в работе ЦТП является аварийное реагирование при запроектном протекании аварии на реакторной установке (РУ) с выходом радиоактивности. В условиях стресса и дефицита времени необходимо оперативно

- оценить состояние и идентифицировать причины аварии;

© Ю.М. Волков, С.Т. Лескин, Ю.Д. Баранаев, А.И. Воропаев, М.Ф. Воротынецв, 2005

- дать прогноз развития возможного сценария развития аварии, ее масштаба и последствий;

- дать рекомендации по приведению РУ в безопасное состояние.

На первом этапе последовательность действий сводится к следующему:

- используя всю доступную информацию и знания экспертов, оценить изотопный состав и мощность выброса;

- используя вычислительные средства оперативного расчета, оценить поражение окружающей среды и воздействие на население;

- используя показания датчиков АСКРО, уточнить параметры выброса и его последствия;

- используя данные системы автоматизированного контроля радиационной безопасности (АКРБ), а затем радиационной разведки, уточнить прогноз радиационной обстановки на промплощадке, в помещениях РУ и на местности.

В ГНЦ РФ-ФЭИ сегодня имеется достаточно большой набор вычислительных кодов, способных решать указанные задачи. Эти коды использовались в работах по анализу безопасности БАЭС и БиАЭС. Однако для условий ЦТП их прямое использование затруднено (или даже невозможно), т.к.

- они создавались для решения широкого класса задач, и поэтому не учитывают особенности конкретных ЯЭУ, а также имеют сложную систему подготовки исходных данных;

- они разрабатывались в разное время, разными людьми, во многих случаях без соблюдения стандартов и норм, предъявляемых к программному продукту;

- проведение расчетов по этим кодам затруднено без присутствия их авторов.

Основной целью работы являлось создание на базе имеющихся программных средств и вычислительных кодов, оперативной и максимально простой в использовании программной системы для решения задач ЦТП. Предполагается, что данная система может быть использована для различающихся по технологии реакторов БН-600 и ЭГП-6.

### **ЭКСПРЕСС-ОЦЕНКА И ПРОГНОЗ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ НА МЕСТНОСТИ ПРИ АВАРИИ С ВЫХОДОМ РАДИОАКТИВНОСТИ В ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ**

Исторически для решения задач такого класса в ГНЦ РФ-ФЭИ развивались две вычислительные программы: «ВЫБРОС» [1] (с начала 80-х годов) и «AERO» [2] (с середины 90-х годов). Программа «ВЫБРОС» использовалась для обоснования безопасности БиАЭС и установок малой энергетики (РУТА, Волнолом). Программа «AERO» изначально была ориентирована на особенности реакторов с натриевым теплоносителем. В ней были учтены физико-химические процессы, связанные с образованием и атмосферным переносом натриевых аэрозолей при течах и горении натрия, трансформация их химической формы, изменения плотности, размеров частиц в зависимости от влажности и т.д. Оба кода опираются на модель переноса примесей в атмосфере, в основе которой лежит распределение Гаусса [5], а также на рекомендации основных норм и правил учета погодных условий и микрорельефа.

По ряду причин (документированность, полнота расчета дозовых функционалов, удобство интеграции с картографической информацией), а также возможность применения для двух разных типов энергоблоков (БН-600, ЭГП-6), за основу программной системы ЦТП была взята программа «ВЫБРОС». Для нее был разработан интерфейс совместной работы программы с картографической системой MAPINFO и цифровыми картами местности, дополнительно разработан вычислительный блок, учитывающий специфику атмосферного переноса натриевых аэрозолей. Была создана и интегрирована в разрабатываемую систему база данных, содержащая данные по

возможным радиационным авариям на реакторе БН-600 (радионуклидный состав, активности нуклидов, высота выброса, скорости истечения и температура выброса, типовые сезонные погодные условия).

Примерное время подготовки исходных данных и расчета одного варианта составляет менее двух минут. По окончании расчетов система автоматически генерирует (в соответствии с требованиями организационных и нормативных документов, в частности, НП-005-98 [3] и НРБ-99) форму донесения ЦТП в КЦ концерна «Росэнергоатом». Созданная система в настоящее время проходит комплексное тестирование.

### **ОПРЕДЕЛЕНИЕ МОЩНОСТИ И ВРЕМЕННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ВЫБРОСА РАДИОАКТИВНОСТИ НА ОСНОВЕ ПОКАЗАНИЙ ДАТЧИКОВ АСКРО**

Дополнительно к описанному алгоритму расчета был разработан алгоритм решения обратной задачи – оценка (уточнение) параметров выброса по реальной (или заданной в ходе тренировки) радиационной обстановке. Данный расчет может использоваться при проведении противоаварийных тренировок и для уточнения параметров исходного выброса в случае аварии, уточнения ее причины.

В настоящее время на всех 10 АЭС России реализован сбор и передача, в режиме реального времени, данных автоматизированных систем контроля радиационной обстановки (АСКРО) в санитарно-защитной и зоне наблюдения АЭС. Показания АСКРО являются важным источником информации для оценки масштаба и временного развития реальной радиационной аварии. На их основе может быть уточнена мощность и временные характеристики выброса радиоактивности. Ниже описан механизм расчета, который фактически является обратным по отношению к задаче расчета радиационных последствий от заданного выброса радиоактивности. Отметим, что в качестве исходных данных в прямой задаче используются консервативные (с запасом) данные технического анализа безопасности.

Мощность  $\gamma$ -дозы, регистрируемая датчиком АСКРО, складывается из трех компонент:

- мощности фонового  $\gamma$ -излучения, характерного для местности, где установлен датчик АСКРО;
- мощности  $\gamma$ -излучения от проходящего над пунктом АСКРО облака радиоактивных примесей;
- мощности  $\gamma$ -излучения от радиоактивных примесей, осевших из облака на поверхность почвы, строений и растительности.

Выбросы радиоактивности при возможных запроектных авариях [4] могут быть однократными (рис. 1) и многократными (рис. 2). Для БН-600 однократный выброс характерен при запроектных авариях, связанных с течью натрия из вспомогательных трубопроводов 1-го контура и последующим горением пролитого натрия. Длительность такого выброса радиоактивности может достигать десятков часов. Типичные кривые зависимостей мощности выброса  $Q(t)$  и мощности  $\gamma$ -дозы  $P_\gamma(t)$  для этого случая показаны на рис. 1: время запаздывания  $t_{\text{зап}}$ , прибытия облака выброса в точку пункта АСКРО относительно начала выброса, момент начала регистрации мощности  $\gamma$ -дозы от прибывшего облака примесей  $t_{01}$  и момент  $t_{A1}$  окончания поступления информации о радиационной обстановке в точке пункта АСКРО в ЦТП ФЭИ, обусловленной прошедшим облаком выброса.

Картине выбросов радиоактивности, характерных для запроектных аварий, связанных с возможной потерей системного и надежного энергоснабжения энергоблока соответствует рис. 2. В этом случае для БН-600, при возможных разгерметизациях твэлов и даже расплавлении части ядерного топлива радиоактивные газы и летучие продукты деления поступают в газовую подушку корпуса реактора и затем в га-

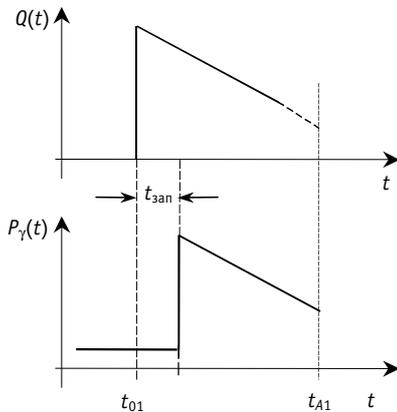


Рис. 1. Характерная зависимость мощности однократного выброса и соответствующей мощности  $\gamma$ -дозы

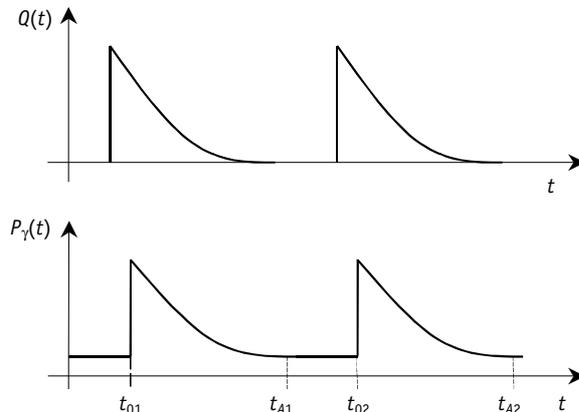


Рис. 2. Характерная зависимость мощности многократного выброса и соответствующей мощности  $\gamma$ -дозы

зовую полость бака-компенсатора давления. При превышении порогового давления газа в последней, срабатывает гидрозатвор основного корпуса реактора и радиоактивные продукты деления попадают в вентиляционную трубу, работающую в этом случае на самотяге. Возможно несколько срабатываний гидрозатвора. Длительность каждого выброса может составлять от 10 до 20 мин.

Каждой из запроектных аварий соответствует максимальная (расчетная) интегральная мощность выброса  $Q^{\max}$  и изотопный состав выбрасываемых радиоактивных нуклидов.

После того как в ЦТП поступила информация об исходном событии, сопутствующих отказах и соответствующих им моментах времени, можно практически однозначно идентифицировать тип запроектной аварии и, следовательно, максимальную интегральную мощность выброса  $Q^{\max}$  [Бк], изотопный состав выброса, тип выброса – газовый, обычные или натриевые аэрозоли.

Через некоторое время, зависящее от значения скорости ветра, в ЦТП поступают первые данные показаний датчиков АСКРО, т.е. становится известна зависимость мощности дозы во времени  $P_\gamma(t)$  [мкЗв/ч] на интервале  $0 \div t_A$ . Требуется по этой зависимости оценить реальную интегральную мощность выброса  $Q$  и его распределение по времени.

Для решения обратной задачи используется возможность программы «ВЫБРОС» провести расчет выброса прямоугольной формы (рис. 3).

Левый фронт такого прямоугольного выброса соответствует моменту времени  $t=0$ , правый фронт ступеньки отстоит на величину задаваемой длительности выброса  $T_p$ . Дополнительно в программе используется следующий набор временных параметров:

- $t_1$  – время прибытия реципиента в точку;
- $t_2$  – время, за которое рассчитываются дозовые функционалы, отсчитываемое от момента  $t_1$ , причем  $TV = t_2 - t_1$ ;
- $TT$  – время, за которое производится расчет.

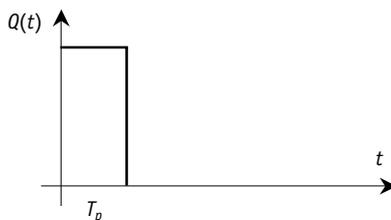


Рис. 3. Ступенчатая зависимость мощности выброса во времени

Программа «ВЫБРОС» не рассчитывает непосредственно мощности доз, но за счет ее автоматических многократных запусков можно организовать расчет кривой мощности дозы  $P_\gamma(t)$ , что требуется для предлагаемой методики решения обратной задачи. Далее предполагаем, что расчет кривой мощности дозы  $P_\gamma(t)$  выполнен. Суть предлагаемой методики легко понять из рис. 4.

Ступенчатый прямоугольный выброс  $Q(t)$  длительностью  $T_p$  начинается в момент времени  $t' = 0$ , где  $t'$  – собственная ось времени программы «ВЫБРОС». Кроме этой оси времени, в методике будет использована ось реального времени  $t$  (например, рис. 1, 2).

Поскольку информация о показаниях датчиков АСКРО поступает в ЦТП в реальном времени, спустя время  $t_{\text{зап}}$ , облако выброса прибывает в окрестности пункта АСКРО и датчики АСКРО регистрируют левый фронт кривой  $P_\gamma(t)$ . Мощность  $\gamma$ -дозы будет слегка расти в течение времени  $t_p$  (рис. 4), это обусловлено увеличением осаждения радиоактивности за время про-

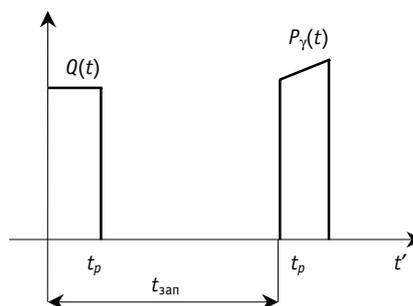


Рис. 4. Ступенчатый выброс мощностью  $Q(t)$  начинается в момент времени  $t = 0$ , соответствующая ему мощность дозы начинает регистрироваться спустя время  $t_{\text{зап}}$

хождения облака  $t_p$ . Затем мощность дозы резко снижается до значения, равного сумме фоновой мощности дозы и мощности дозы от загрязненной поверхности  $P_{\text{ГАР}}$ . Заметим, что существенный вклад в мощность дозы  $P_\gamma$  регистрируемой датчиком АСКРО, дает  $\gamma$ -излучение разбавленной радиоактивности облака. Поэтому форма «импульса»  $P_\gamma(t)$  практически совпадает с формой «импульса» выброса  $Q(t)$ .

Выброс произвольной формы может быть представлен в виде совокупности последовательных прямоугольных выбросов. Как показано выше, форма кривой  $P_\gamma(t)$  практически совпадает с формой кривой  $Q(t)$ . Используя это обстоятельство, легко построить алгоритм решения обратной задачи.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Описанные программные средства успешно прошли апробацию при проведении учебных тренировок и комплексных противоаварийных учений на БАЭС в сентябре 2004 г.

В настоящее время возможности системы расширяются за счет создания модуля позволяющего в случае аварии моделировать распространение радиоактивности по помещениям энергоблока, оценивать радиационную обстановку в помещениях и величину выброса в окружающую среду, учитывая показания датчиков системы АКРБ в помещениях энергоблока.

Авторы благодарны Б.Л. Шиленко и Р.И. Мухамадееву за большую работу по комплексной интеграции системы.

## Литература

1. Баранаев Ю.Д., Суворов А.П., Мухамадеев Р.И. Руководство пользователя программы ВЫБРОС-2 при анализе радиационных последствий выбросов радиоактивности в атмосферу: Отчет ГНЦ РФ-ФЭИ. – Обнинск, 1997.
2. Ivanenko V.N., Zybin V.A., Bakuta N.N. The «AERO» computer code/International Topical Meeting «SODIUM COOLED FAST REACTOR SAFETY» (Obninsk, Russia, October 3-7, 1994). – V. 3.
3. Положение о порядке объявления аварийной обстановки, оперативной передачи информации и организации экстренной помощи атомным станциям в случае радиационно опасной ситуации. Госатомнадзор России от 30.08.02, №8.
4. Белоярская АЭС. Блок №3. Техническое обоснование безопасности атомной станции с энергоблоком БН-600. Альбом 5. Раздел 4.4. Анализ запроектных аварий и мероприятия по управлению запроектными авариями. – Санкт-Петербургский научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт «Атомэнергопроект», 1994.
5. Гусев Н.Г., Беляев В.А. Радиоактивные выбросы в биосфере: Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1991.

Поступила в редакцию 21.03.2005

# СРАВНИТЕЛЬНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ МЕТОДОВ ПОИСКА РАВНОВЕСНЫХ КОНФИГУРАЦИЙ КЛАСТЕРНЫХ СИСТЕМ, ВЗАИМОДЕЙСТВУЮЩИХ ПОСРЕДСТВОМ ПОТЕНЦИАЛА ЛЕНАРДА–ДЖОНСА

**Ф.И. Карманов, Д.А. Резниченко**

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



В работе рассмотрена реализация на основе метода Монте-Карло алгоритма метода запрета (Taboo Search – TS), который является методом минимизации многопараметрических функций, и сравнение его эффективности с широко применяемыми методами моделирования «отжига» и генетического поиска.

## ВВЕДЕНИЕ

Исследования свойств кластеров связаны, в первую очередь, с надеждами физиков и технологов на использование информации о характеристиках кластерных систем для создания новых материалов с заданными механическими, электрическими, магнитными и другими свойствами для использования их в ядерной энергетике. Одним из важных направлений таких работ может быть исследование причин улучшения прочностных свойств материалов после их облучения пучками заряженных частиц. Как известно, в результате такого воздействия изменяется кристаллическая структура поверхностных слоев материала, причем в некоторых случаях эту измененную структуру можно рассматривать как «сверх-структуру», состоящую из кластерных образований [1–2].

Таким образом, изучение различных свойств кластерных систем позволяет продвинуться в понимании механизмов образования подобных структур и использовать результаты этих исследований для создания новых материалов с заданными свойствами и прогнозировать поведение материалов при радиационном воздействии.

Данная работа посвящена исследованию кластерных систем методами глобальной оптимизации и анализу энергетических и геометрических характеристик атомных кластеров.

Многие проблемы практически во всех областях науки, технологии, технического конструирования включают в себя задачи глобальной оптимизации, которая представляет собой определение глобального минимума функции многих независимых переменных, которые могут быть непрерывны или дискретны. В большинстве случаев для практической реализации глобальная оптимизация очень трудна. Это следствие

множественности локальных минимумов, число которых имеет тенденцию к экспоненциальному росту с увеличением размерности задачи [3–5].

В данной работе алгоритм TS применяется для минимизации атомной кластерной системы, нахождения минимальной энергии этой системы, и сравнения энергетических и геометрических характеристик полученных кластеров с данными, представленными другими авторами. Наряду с этим в работе оценивается эффективность предлагаемого алгоритма в сравнении с другими популярными алгоритмами минимизации многопараметрических функций, такими как алгоритмы «отжига» и генетического поиска.

### **АЛГОРИТМЫ МИНИМИЗАЦИИ МНОГОПАРАМЕТРИЧЕСКИХ ФУНКЦИЙ**

В данной работе были разработаны и использовались для исследования кластерных систем три алгоритма минимизации: хорошо известные и применяемые многими авторами алгоритмы «отжига» и генетического поиска, а также алгоритм TS, который впервые был применен для подобного исследования кластерных систем. Алгоритм «отжига» был реализован аналогично методу, предложенному авторами статьи [6], но с некоторыми модификациями. При реализации алгоритма генетического поиска, за основу были приняты работы [7, 8], причем проводилось сравнение с данными результатов расчета работы [8].

Идея метода TS заимствована из исследований в области искусственного интеллекта, и представляет собой один из «интеллектуальных» методов оптимизации, получивших развитие в последние годы. Алгоритм, основанный на запрещении поиска в определенных областях фазового пространства, создает таблицу из ранее произведенных шагов в рамках поиска минимума функции и сохраняет ее в памяти, которая непрерывно обновляется. Используя предварительно накопленную информацию, новые шаги поиска могут быть запрещены или разрешены, в зависимости от успеха поиска на предыдущем шаге.

Согласно работе [9], алгоритмы, использующие условия запрета некоторых вариантов поиска минимума функции на основе предварительно накопленной «исторической» информации (TS), намного выигрывали в эффективности у алгоритмов «отжига» при оптимизации некоторых стандартных пробных функций.

Подобные алгоритмы используют модификацию «локального поиска», который начинает свою работу с некоторой начальной конфигурации и пытается найти лучшее решение. Это приводит к появлению новой конфигурации, и процесс поиска повторяется, используя эту конфигурацию как начальную.

При разработке алгоритма метода запрета за основу была взята работа [9].

### **КЛАСТЕРНАЯ СИСТЕМА**

В этой работе в качестве объекта минимизации рассматривается система частиц, взаимодействующих между собой посредством потенциала Ленарда–Джонса (LJ или 6–12), который является достаточно хорошим приближением для описания взаимного притяжения атомов вследствие действия вандерваальсовских сил. Методами минимизации осуществляется поиск минимальной энергии данной системы атомных частиц. Потенциал Ленарда–Джонса для взаимодействия между атомами дается формулой

$$V(r) = D \left( \frac{a^{12}}{r^{12}} - 2 \frac{a^6}{r^6} \right)$$

где расстояние между атомами  $r = a$  соответствует минимуму потенциала взаимодействия, который равен  $D$  при этом расстоянии. Общая энергия атомной конфигурации

рассчитывается путем суммирования энергии парных взаимодействий всех частиц  $N$ , входящих в систему

$$V_{tot} = \sum_{\substack{i,j=1 \\ (i<j)}}^N \left( \frac{1}{R_{ij}^{12}} - \frac{2}{R_{ij}^6} \right)$$

где  $R_{ij} = r_{ij} / a$ , выражение для  $V_{tot}$  приведено в единицах  $D$ .

Начальная конфигурация системы является случайной, т.е. несколько десятков или сотен частиц располагаются случайным образом в трехмерном пространстве. Во всех случаях, рассмотренных здесь, используются свободные граничные условия. На начальном этапе работы алгоритмов производится выбор начальных параметров [6], таких как начальная эффективная «температура», параметр скорости охлаждения, количество частиц, и затем производится соответствующее число шагов минимизации в соответствии с выбранным методом.

На рис. 1 показаны типичные 13-атомные кластеры со структурами кубоктаэдра и икосаэдра.

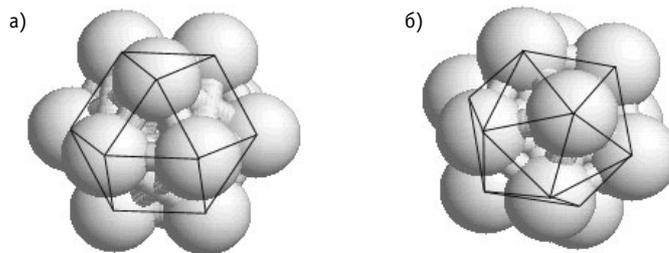


Рис. 1. 13-атомные кластеры: а) структура ГЦК (кубоктаэдр),  $E_{\min} = -3,131$ ; б) кластер с икосаэдрической симметрией,  $E_{\min} = -3,412$

### АЛГОРИТМ МЕТОДА ЗАПРЕТА (TS)

В данном алгоритме реализована модель, использующая главные особенности метода запрета некоторых вариантов поиска областей конфигурационного пространства, на основе предварительно накопленной «исторической» информации (TS). Работа алгоритма включает в себе следующие шаги:

#### Шаг 1. Инициализация

Задается начальная конфигурация системы и начальные параметры. Вычисляется начальная энергия конфигурации.

#### Шаг 2. Формирование новых конфигураций

Для каждой отдельной частицы формируется заданное число новых конфигураций. Как в алгоритме «отжига» и генетического поиска, все вновь сформированные конфигурации отличаются от предыдущей случайным приращением координат выбранной частицы. В соответствии с описанием алгоритма, формирование этих новых состояний происходит с учетом ранее накопленной «исторической» информации. Создается список «запрещенных» перемещений, куда заносятся данные о предыдущих состояниях частицы. Этот список представляет собой массив, в котором хранится информация о перемещении частицы, т.е. ее координаты. На каждом последующем шаге производится анализ положения атома с «новыми» координатами – если частица попадает в область, для которой уже были сформированы предыдущие конфигурации, то такое перемещение частицы становится запрещенным и более не рассматривается. Этот подход позволяет избежать поиска в уже «отработанных» областях пространства и продолжить поиск в более перспективных областях, в которых до

этого не создавались атомные конфигурации. Кроме того задается параметр, который регулирует величину, на которую может переместиться частица в результате случайного приращения координат (приращение не должно быть слишком большим). Этот шаг предпринимается для того, чтобы не происходило резких скачков параметров атомной конфигурации, что делает более легким выход из областей локальных минимумов.

### Шаг 3. Вычисление энергии системы

После цикла поиска, удовлетворяющего условиям перемещения частицы, подсчитывается общая энергия получившейся конфигурации. Энергия системы до изменения координат частиц  $V_{tot}^0$  и энергия после этого изменения  $V_{tot}^1$  сравниваются, и если  $\Delta E = V_{tot}^1 - V_{tot}^0 < 0$ , то такое изменение конфигурации принимается.

В соответствии с алгоритмом, следует произвести аналогичные операции со всеми частицами, принадлежащими конфигурации, повторяя шаги 2 и 3 для каждого атома, и, таким образом, весь атомный кластер приобретает структуру с меньшей энергией.

В свою очередь, процедура минимизации всего атомного кластера также циклически повторяется, пока не будет найден энергетический минимум системы.

Блок-схема алгоритма, использующего условие запрета, представлена на рис. 2.

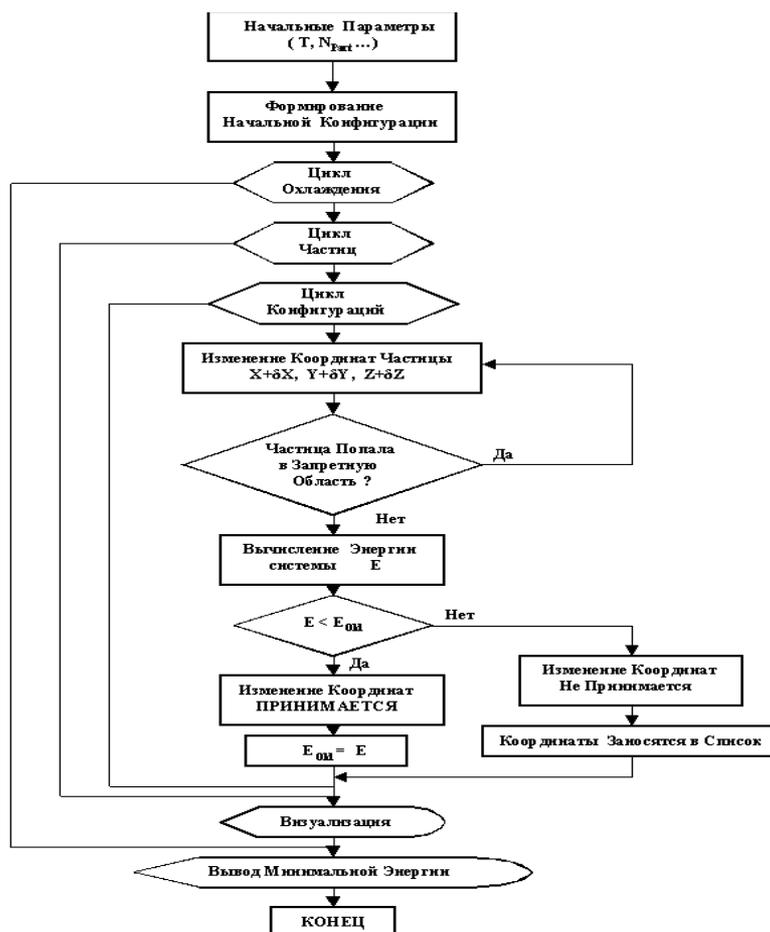


Рис. 2. Блок-схема алгоритма TS

### РАСЧЕТ ЭНЕРГИИ СВЯЗИ КЛАСТЕРА

С помощью программного комплекса, подготовленного на основе описанного выше алгоритма, были получены результаты, которые позволяют оценить их пригодность к применению для исследования свойств кластеров. В работах, посвященных кластерам, взаимодействие между атомами которого отвечает потенциалу Ленарда-Джонса, наиболее полно исследован характер зависимости энергии связи кластеров с различным количеством частиц  $N$ , и с большой точностью известны ее значения. Значения энергии связи минимальной конфигурации в зависимости от количества частиц были рассчитаны и сравнивались с данными работы [8]. Авторы работы [8] приводят диаграмму зависимости минимальной энергии кластера от количества частиц в диапазоне  $1 < N_{part} < 100$ . При сравнении данных было обнаружено, что полученная энергия связи минимальной конфигурации достаточно точно совпадает с результатами работы [8] для числа атомов  $N < 40$ , и приблизительно совпадает (несколько больше) для кластеров с большим числом частиц (вплоть до 100). Диаграмма сравнения представлена на рис. 3. Энергия связи кластеров на диаграмме указана в единицах  $D$ . Более высокую энергию связи, полученную с помощью представленного алгоритма, можно объяснить тем, что форма кластера немного отличается от наиболее энергетически выгодной (самая выгодная – форма икосаэдра, менее выгодная – кубоктаэдра). Авторы статьи [8] использовали гораздо более сложный алгоритм поиска минимальной энергетической структуры с использованием симметрии, и потому получили более низкоэнергетические конфигурации атомов, которые, конечно, имели энергетически более выгодную форму, т.е. кластеры, количество частиц в которых соответствовало магическим числам для икосаэдра, имели икосаэдрическую форму, а для кластеров с отличающимися от магических чисел количеством частиц, последняя оболочка икосаэдра заполнялась не полностью.

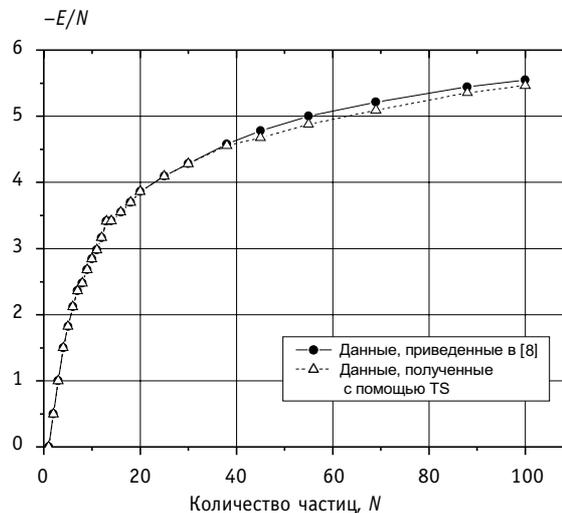


Рис. 3. Диаграмма сравнения минимальной энергии связи кластеров

### АНАЛИЗ ГЕОМЕТРИЧЕСКОЙ СТРУКТУРЫ КЛАСТЕРОВ

В работе было проведено сравнение энергии связи кластеров, полученных при помощи алгоритмов минимизации, с характеристиками типичных кристаллических решеток, целью которого было определение того, к какой из наиболее распространенных структур энергетически близок полученный нами кластер.

С этой целью были разработаны программы, позволяющие формировать кластеры со структурой типичных кристаллических решеток и формой, при которой кластер имеет наименьшую энергию. Также для сравнения формировались кластеры с икосаэдрической симметрией. Хотя такая симметрия не позволяет транслировать элементарную ячейку, она дает возможность заполнения пространства с большей плотностью, чем ГЦК-структура. Для каждой структуры формировались кластеры, содержащие определенное количество частиц, для того, чтобы его энергия была минимальной, причем в случае ГЦК-структуры и кластеров с икосаэдрической симметрией, количество частиц соответствовало магическим числам. Кроме того, для сравнительного анализа, формировались кластеры со структурой ОЦК и структурой простой кубической решетки.

Как уже упоминалось ранее, энергии атомных кластеров вычислялись с помощью представленных алгоритмов для количества частиц в интервале от 1 до 200. Поэтому кластеры с заданной структурой формировались для числа частиц  $N_{part} < 200$ . Для структуры гранецентрированной решетки и икосаэдрической симметрии были сформированы кластеры, число частиц в которых соответствовало магическим числам, т.е.  $N_{part} = 13, 55, 147$ . Для объемно центрированной решетки количество частиц в кластерах составило  $N_{part} = 6, 15, 61, 163$ . Кластеры со структурой простой кубической решетки содержали  $N_{part} = 8, 32, 81, 160$ .

Все данные, содержащие минимальные энергии кластеров с заданной структурой, были нанесены на диаграмму (рис. 4), для сравнения с энергией связи кластеров, полученных с помощью алгоритмов минимизации. Энергия связи кластеров на диаграмме указана в единицах  $D$ . Из анализа диаграммы следует, что полученные с помощью алгоритмов минимизации кластеры с количеством частиц  $N_{part} < 40$  имеют икосаэдрическую симметрию (что согласуется с предыдущим сравнением с данными, приведенными в статье [8]). Особенно выделяется в этом ряду 13-атомный кластер, имеющий икосаэдрическую симметрию и энергию  $E_{min} = -3,412$ , в отличие от 13-атомного кластера со структурой ГЦК-кубоктаэдра и энергией  $E_{min} = -3,131$  (рис. 1).

Далее, в области  $40 < N_{part} < 140$ , кластеры, полученные с помощью алгоритмов минимизации, имеют промежуточные значения энергии по отношению к энергиям

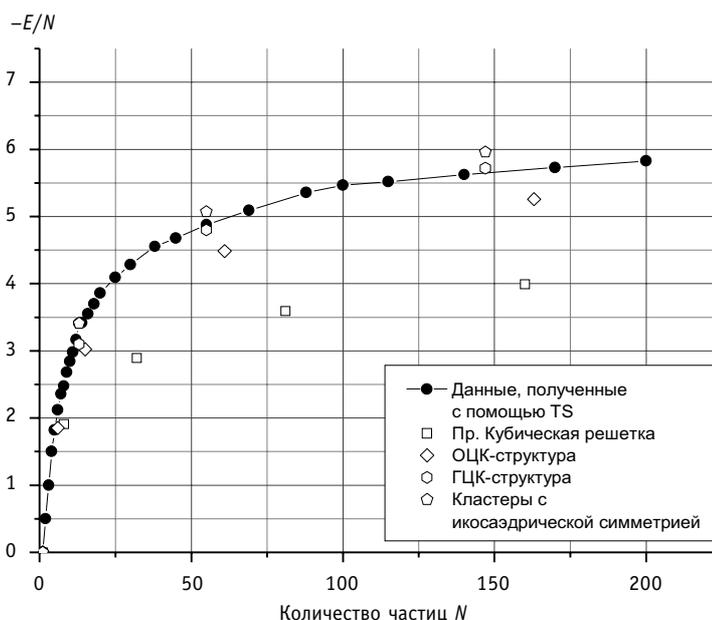


Рис. 4. Сравнение энергии связи кластеров с характеристиками типичных кристаллических решеток

систем с икосаэдрической симметрией и структурой ГЦК-кубоктаэдра. Этот факт можно объяснить тем, что при данном числе атомов в кластере, в процессе работы алгоритмов минимизации не был достигнут глобальный минимум энергии системы, но, тем не менее, атомы в кластере располагаются так, что он имеет симметрию, более близкую к икосаэдрической, хотя расстояния между некоторыми атомами уже не составляют оптимальную величину, но этого хватает, чтобы энергия кластера была меньше, чем у аналогичного кластера со структурой ГЦК.

При количестве частиц в кластере  $N_{part} > 140$ , энергия кластеров, полученных с помощью алгоритмов минимизации, приблизительно равна энергии кластеров с таким же количеством частиц и структурой ГЦК.

### СРАВНИТЕЛЬНАЯ ЭФФЕКТИВНОСТЬ АЛГОРИТМОВ МИНИМИЗАЦИИ

Алгоритм «отжига», алгоритм генетического поиска, и алгоритм, использующий условие запрета, имеют разную скорость достижения минимума системы. В связи с этим представляет интерес сравнение эффективности данных алгоритмов.

Во всех случаях исследуемая атомная конфигурация содержала 100 частиц, т.к. для кластеров, взаимодействующих посредством потенциала Ленарда–Джонса, такое количество атомов считается довольно большим и требует эффективных методов для достижения глобального энергетического минимума системы.

Сравнение эффективности проводилось на основе анализа зависимости минимальной энергии от количества шагов «охлаждения», необходимых для достижения этой энергии. Такая зависимость строилась для каждого из алгоритмов (рис. 5). Энергия связи кластеров на диаграмме указана в единицах  $D$ .

Как видно из рис. 5, алгоритм «отжига» показал несколько худшие результаты по сравнению с другими алгоритмами. На начальном этапе, при одинаковом количестве шагов «охлаждения», энергия получаемых с помощью алгоритма «отжига» атомных конфигураций намного выше, чем у аналогичных кластеров, полученных с помощью алгоритма генетического поиска, и алгоритма, использующего условия запрета. При достижении количества шагов охлаждения  $\approx 120$ , значения энергий получаемых атомных конфигураций практически достигают режима насыщения, т.е. дальнейшее увеличение количества шагов охлаждения не приносит сколько-нибудь заметного уменьшения энергии конфигурации.

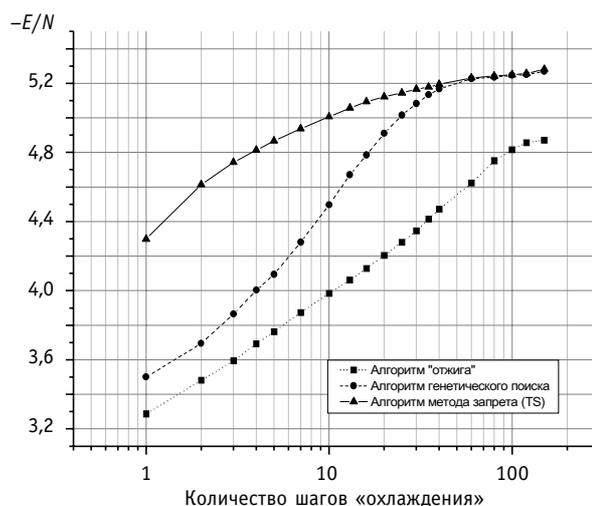


Рис. 5. Сравнительная эффективность алгоритмов минимизации

Эффективность алгоритма генетического поиска и алгоритма, использующего условие запрета, значительно выше, чем эффективность алгоритма «отжига». Для всех значений числа шагов «охлаждения» при помощи данных алгоритмов были получены энергетически более выгодные структуры. Величина минимальной энергии этих кластеров была близка к абсолютному энергетическому минимуму конфигурации для данного количества частиц, получаемой на основе симметричного анализа.

Сравнивая эффективность алгоритма генетического поиска, и алгоритма, использующего условия запрета, следует отметить, что из-за более эффективного алгоритма поиска новой атомной конфигурации с учетом ранее накопленной информации (поиск не производится в уже «отработанных» областях), эффективность поиска минимальной атомной конфигурации на начальном этапе (при небольших числах шагов «охлаждения») с помощью алгоритма, использующего условия запрета, намного выше, чем у алгоритма генетического поиска. Значительный выигрыш в эффективности алгоритма, использующего условия запрета, наблюдается в области количества шагов «охлаждения»  $N_{cooling} < 50$ . Однако далее значения минимальных энергий, полученных с помощью и алгоритма генетического поиска, и алгоритма, использующего условия запрета, примерно одинаковы. Отметим, что оба алгоритма выходят на режим насыщения значительно позже, чем алгоритм «отжига».

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предложенный в данной работе алгоритм метода запрета (TS) был применен для формирования кластерных структур путем минимизации энергии кластерных систем. Проведено сравнение энергетических и геометрических характеристик полученных кластеров с характеристиками типичных кристаллических решеток.

Сравнение эффективности алгоритма метода TS с алгоритмами «отжига» и генетического поиска показало его высокую эффективность при достижении энергетического минимума системы, что делает его перспективным методом для нахождения наиболее низкоэнергетических конфигураций кластерных систем.

## Литература

1. Хмелевская В.С., Куликова Н.В., Накин А.В., Малынкин В.Г. Кластерные структуры в ГЦК материалах при высоких уровнях радиационного повреждения//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1999. – Приложение к №2. – С. 83-88.
2. Хмелевская В.С., Накин А.В., Малынкин В.Г. Структуры в облученных металлических материалах, армированные икосаэдрическими кластерами//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2001. – №6. – С. 33-37.
3. Елецкий А.В., Смирнов Б.М. Свойства кластерных ионов//Успехи физических наук. – 1989. – Т. 159. – Вып. 1. – С. 45-81.
4. Смирнов Б.М. Системы атомов с короткодействующим взаимодействием//Успехи физических наук. – 1992. – Т. 162. – №12. – С. 97-150.
5. Смирнов Б.М. Кластеры с плотной упаковкой и заполненными оболочками//Успехи физических наук. – 1993. – Т. 163. – №10. – С. 29-56.
6. Silverman A., Adler J. Animated Simulated Annealing//Computers in Physics. – May/Jun 1992. – V. 6. – №3. – P. 277-281.
7. Michaelian K. Evolving few-ion clusters of Na and Cl// Am. J. Phys. – March 1998. – 66 (3). – P. 231-240.
8. Deaven D.M., Tit N., Morris J.R., Ho K.M. Structural optimization of Lenard-Jones clusters by a genetic algorithm//Chemical Physics Letters. – 1996. – 256. – P. 195-200.
9. Cvijovic D., Klinowski J. Taboo Search: An Approach to the Multiple Minima Problem// Science. – V. 267 (3 February 1995).

Поступила в редакцию 2.03.2003

## РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПЕРЕНОСА $^{90}\text{Sr}$ И $^{137}\text{Cs}$ В РЕЧНОЙ СИСТЕМЕ «ИСЕТЬ – ТОБОЛ – ИРТЫШ»

**А.И. Крышев\*, А.В. Носов\*\***

\* Научно-производственное объединение «Тайфун», г. Обнинск

\*\* Федеральное государственное унитарное предприятие

«Научно-исследовательский, проектно-конструкторский и изыскательский институт «Атомэнергопроект» (ФГУП «Атомэнергопроект»), г. Москва



Разработана комплексная радиэкологическая модель переноса радионуклидов в речной системе «Исеть – Тобол – Иртыш». Модель состоит из двух взаимосвязанных блоков: расчета миграции радионуклидов в абиотических компонентах реки (вода, донные отложения) и оценки накопления радионуклидов в различных экологических группах рыб. С помощью предложенной модели рассчитаны удельные активности  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в воде, донных отложениях и рыбе (язь, щука) р. Исеть, Тобол и Иртыш при современных уровнях поступления этих радионуклидов из р. Теча.

### ВВЕДЕНИЕ

Основным источником поступления долгоживущих радионуклидов в систему рек «Исеть–Тобол–Иртыш» являются загрязненные воды р. Теча – притока Исети. На протяжении более 55 лет ПО «Маяк», выполняя важную оборонную функцию, сбрасывал в Течу загрязненные радионуклидами сточные воды. За период с 1949 г. в Течу поступило более 76 млн. м<sup>3</sup> загрязненных радиоактивными веществами вод, суммарной активностью 100 ПБк (по  $\beta$ -излучателям) [1]. Это повлекло за собой долговременное радионуклидное загрязнение донных отложений и поймы реки. По современным оценкам около 75% поступившей в Течу активности депонировано донным грунтом и болотистой поймой в верховьях реки. Выход (выщелачивание)  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{239}\text{Pu}$  из загрязненных грунтов поймы и донных отложений р. Теча является основным источником загрязнения рек «Исеть–Тобол–Иртыш» долгоживущими радионуклидами на современном этапе. В настоящей работе рассматриваются наиболее важные, в санитарном отношении, радионуклиды  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$ . Данные радионуклиды различаются по своим миграционным характеристикам.  $^{137}\text{Cs}$  имеет умеренную миграционную способность и характеризуется снижением удельной активности воды реки Теча в 10 раз от источника поступления до устья. В то же время,  $^{90}\text{Sr}$  имеет большую подвижность. Его объемная активность в воде на расстоянии 200 км от источника поступления уменьшалась в 3–4 раза, притом, что расход воды в реке (и соответственно разбавление) увеличивается вниз по течению реки. Без такого разбавления содержание  $^{90}\text{Sr}$  в воде снижалось бы лишь в 1.5–2 раза [2].

© А.И. Крышев, А.В. Носов, 2005

Исследование радиоэкологического состояния реки Исеть [3] показало, что Исеть не является значительным барьером на пути переноса  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  из Течи в Тобол и Иртыш. Это связано с характеристикой донных отложений Исети, в которых доминируют песчаные грунты. Удельная активность  $^{90}\text{Sr}$  в воде реки Тобол значительно увеличивается после впадения Исети [3]. Также для реки Тобол характерны более высокие уровни загрязнения  $^{90}\text{Sr}$  в водных организмах, особенно в моллюсках-фильтраторах [4]. Все это свидетельствует о существенном вкладе миграции  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  из системы «Теча–Исеть» в загрязнение Тобола.

Влияние поступления радионуклидов из реки Течи на загрязнение воды и биоты речной системы «Исеть–Тобол–Иртыш» изучено недостаточно. В данной статье распространение  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  вниз по течению рек Исеть, Тобол и Иртыш исследуется с помощью методов математического моделирования. Для этого разработана комплексная радиоэкологическая модель миграции радионуклидов в речной системе, включающая 2 взаимосвязанных блока: расчета миграции радионуклидов в абиотических компонентах реки и оценки накопления радионуклидов в водных организмах.

### ОПИСАНИЕ МОДЕЛИ

Общая схема перераспределения и миграции  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в экосистеме является типичной для рек умеренного пояса. Радионуклиды, поступившие в водный объект, частично переходят в донные отложения, частично мигрируют вниз по течению, в свою очередь, донные отложения являются источником вторичного загрязнения воды.

Для расчета удельных активностей радионуклидов в воде р. Исеть использовалась стационарная модель переноса радиоактивной примеси в двухмерном однородном потоке. Модель основана на двухмерном уравнении турбулентной диффузии и учитывает взаимодействие радиоактивных веществ между водной массой (раствор, взвесь) и донными отложениями [5, 6]. В ней приняты следующие упрощающие предположения: процесс обмена радиоактивной примеси между водой и донными отложениями пропорционален концентрации радионуклидов в жидкой и твердой фазах; сорбция – десорбция радионуклидов между раствором и твердой фазой считается мгновенной, равновесной и подчиняется линейной изотерме с постоянным коэффициентом распределения; процесс обмена между дном и водной массой происходит в пределах верхнего слоя донных отложений толщиной  $h$ ; в объеме воды радиоактивная примесь переносится потоком воды и рассеивается за счет турбулентной диффузии; радиоактивная примесь распределена равномерно по глубине реки и учитывается только поперечная составляющая конвективной диффузии; морфометрические характеристики русла постоянны на всем рассматриваемом участке реки. Общий расход боковых притоков пренебрежимо мал по сравнению с расходом основного русла.

Рассматривая стационарную задачу при постоянном сбросе радиоактивных веществ, в качестве консервативного упрощения будем считать, что коэффициент турбулентной диффузии постоянен и не зависит от координат. В этом случае система уравнений, описывающая перенос радионуклидов в реке ниже источника сброса имеет вид:

$$D_y \frac{\partial^2 C}{\partial y^2} - V \frac{\partial C}{\partial x} - kC = 0, \quad (1)$$

с граничными условиями

$$C(0, y_s) = C_0; \quad \frac{\partial C(x, 0)}{\partial y} = 0; \quad \frac{\partial C(x, B)}{\partial y} = 0; \quad (2)$$

где  $C$  – объемная активность радионуклида в воде, Бк/м<sup>3</sup>;  $x$  – продольная координата вдоль по течению, м;  $y$  – поперечная координата, м;  $y_s$  – координата источника сброса, м;  $B$  – ширина реки на рассматриваемом участке, м;  $D_y$  – коэффициент турбулентной диффузии по оси  $y$ , м<sup>2</sup>/сут;  $V$  – средняя скорость течения, м/сут;  $k$  – коэффициент, учитывающий механизмы взаимодействия между водной массой и дном реки, а также распад, сут<sup>-1</sup>. Его значение в стационарных условиях определяется по формуле  $k = \lambda_1 - \frac{\lambda_{12}\lambda_{21}}{\lambda_2}$ , в которой  $\lambda_1$ ,  $\lambda_2$ ,  $\lambda_{12}$  и  $\lambda_{21}$  – константы переноса, определяющие процессы взаимодействия в системе водная масса – дно реки с учетом распада, сут<sup>-1</sup>:

$$\lambda_1 = \lambda + \frac{Q}{V} + \frac{U\alpha_{T1}}{H} + \frac{\beta\alpha_{p1}}{H}; \lambda_2 = \lambda + \frac{\alpha_{T2}\vartheta}{h} + \frac{\beta\alpha_{p2}}{h}; \lambda_{21} = \frac{\beta\alpha_{p1}}{h} - \frac{U\alpha_{T1}}{h}, \quad (3)$$

где  $\lambda$  – постоянная радиоактивного распада, 1/сут;  $U$  – средняя скорость осаждения взвешенных частиц рассматриваемого размера, м/сут;  $H$  – средняя глубина реки на рассматриваемом участке, м;  $\vartheta$  – коэффициент массопереноса радионуклидов при взмучивании загрязненных донных отложений, м/сут;  $\beta$  – коэффициент диффузионного массопереноса радионуклидов между водой и донными отложениями, м/сут;  $\alpha_{T1}$  – доля радионуклида, сорбированного взвешенными частицами;  $\alpha_{T2}$  – доля радионуклида, сорбированного твердой фазой эффективного слоя донных отложений;  $\alpha_{p1}$  и  $\alpha_{p2}$  – доля радионуклида, находящегося в растворенной форме в воде и эффективном слое донных отложений соответственно.

Аналитическое решение уравнения (1) с краевыми условиями (2) для объемной активности радионуклида в воде находится в виде ряда

$$C(x, y) = C_0 \left[ 1 + 2 \sum_{n=1}^{\infty} \exp\left(-\frac{n^2 \pi^2 x D_y}{B^2 V}\right) \cos\left(\frac{y_s n \pi}{B}\right) \cos\left(\frac{y n \pi}{B}\right) \right] \exp\left(-\frac{kx}{V}\right). \quad (4)$$

В условиях стационарного сброса радионуклидов  $C_0 = T/Q$ , где  $T$  – мощность сброса, Бк/сут;  $Q$  – средний расход воды в реке, м<sup>3</sup>/сут. Формула (4) использовалась для расчета объемной активности <sup>90</sup>Sr и <sup>137</sup>Cs в воде и удельной активности этих радионуклидов в донных отложениях р. Исеть ниже впадения р. Теча. При этом р. Теча рассматривалась в качестве точечного, берегового источника загрязнения р. Исети.

Удельная активность радионуклида в донных отложениях может быть рассчитана по формуле

$$Cs(x, y) = \frac{\lambda_{21}}{\lambda_2} C(x, y), \quad (5)$$

где  $\lambda_{21}$  и  $\lambda_2$  определяются из соотношений (3).

Использовать двухмерную модель на практике целесообразно только в районе действия источника загрязнения (впадения загрязненного притока). Для расчета содержания радионуклидов на более удаленном расстоянии оправдано применение другого подхода: модели поршневого вытеснения, пренебрегающей поперечной дисперсией загрязняющего вещества. Зависимость объемной активности радионуклида в воде от расстояния вниз по течению реки имеет вид

$$C(x) = C_0 \exp(-kx/V), \quad (6)$$

где  $C_0$  оценивается по формуле полного смешения  $C_0 = \frac{CQ + C_n Q_n}{Q + Q_n}$ ,  $Q$  и  $Q_n$  – расход основной реки и притока соответственно, м<sup>3</sup>/сут;  $C$  и  $C_n$  – объемная активность радионуклида в основной реке и в притоке, Бк/м<sup>3</sup>. Модель поршневого вытеснения была

использована для оценки содержания  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в воде и донных отложениях р. Исеть ниже впадения р. Миасс, а также для рек Тобол и Иртыш.

Входные параметры модели для расчета содержания  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в речной системе «Исеть–Тобол–Иртыш» приведены в табл. 1. Среднегодовые гидрологические характеристики рек Исеть, Тобол и Иртыш на исследуемых участках приведены в табл. 2 [7]. Современные уровни поступления радионуклидов из р. Течи в р. Исеть оценены как  $1,85 \cdot 10^{12}$  для  $^{90}\text{Sr}$  и  $1,85 \cdot 10^{10}$  для  $^{137}\text{Cs}$  [8, 9]. Фоновые значения объемной активности  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в воде р. Исеть до впадения р. Течи приняты равными 82 и 10 Бк/м<sup>3</sup>, в р. Миасс 30 и 5 Бк/м<sup>3</sup> соответственно [3, 10]. Фоновое содержание  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в воде Тобола, Иртыша и их притоков принято равным 3 Бк/м<sup>3</sup>.

Для расчета уровней загрязнения гидробионтов рек Исеть, Тобол и Иртыш применен модельный подход ECOMOD [11–14], адаптированный для экосистем рек Исеть,

Таблица 1

**Значения параметров модели переноса радионуклидов в речной системе «Исеть–Тобол–Иртыш»**

Параметр	Значение
Коэффициент поперечной диффузии в р. Исеть, м <sup>2</sup> /с	0,07
Коэффициент распределения $^{90}\text{Sr}$ между водой и взвесью, м <sup>3</sup> /кг	1,0
Коэффициент распределения $^{90}\text{Sr}$ между поровой водой и твердой фазой донных отложений, м <sup>3</sup> /кг	0,5
Коэффициент распределения $^{137}\text{Cs}$ между водой и взвесью, м <sup>3</sup> /кг	40,0
Коэффициент распределения $^{137}\text{Cs}$ между поровой водой и твердой фазой донных отложений, м <sup>3</sup> /кг	20,0
Объемная масса (песчано-илистых) донных отложений, кг/м <sup>3</sup>	1500
Постоянная распада $^{90}\text{Sr}$ , год <sup>-1</sup>	0,024
Постоянная распада $^{137}\text{Cs}$ , год <sup>-1</sup>	0,023
Средняя толщина обменного слоя донных отложений, м	0,2
Средняя толщина обменного слоя при расчетах загрязнения поймы, м	0,5
Скорость осаждения взвеси характерного размера (0,05 мм), м/сут	$1,0 \cdot 10^{-3}$
Скорость взмучивания, м/сут	$1,2 \cdot 10^{-2}$
Скорость диффузионного массопереноса $^{90}\text{Sr}$ и $^{137}\text{Cs}$ между водной массой и дном, м/сут	$1,6 \cdot 10^{-3}$

Таблица 2

**Исходные гидрологические данные, использовавшиеся для расчетов по модели**

Река	Участок речной системы	Расстояние, км	Ширина реки, м	Глубина, м	Расход воды, м <sup>3</sup> /с	Скорость течения, м/с
Исеть	От впадения Течи до впадения Миасса	129	90	1,31	47,0	0,4
	От впадения Миасса до устья	224	120	1,33	64,0	0,4
Тобол	От впадения Исети до впадения Туры	166	160	1,67	107,0	0,4
	От впадения впадения Туры до впадения Тавды	144	230	3,6	418,0	0,5
	От впадения Тавды до устья	116	350	3,9	810,0	0,6
Иртыш	От впадения Тобола до устья	617	600	4,5	2450,0	0,9

Тобол и Иртыш. Методология модели предполагает, что радиоактивный элемент участвует во всех радиоэкологических процессах в паре со своим стабильным аналогом. Удельная активность радионуклидов в водных организмах рассчитывалась в зависимости от скорости роста, метаболизма и рациона гидробионтов. Входными значениями модели являлись средние значения объемной активности  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в воде, рассчитанные по формуле (6). В качестве гидробионтов рассматривались отдельные виды ихтиофауны. Такой выбор неслучаен и связан с тем, что в радиоэкологических исследованиях рыбная пищевая цепочка является определяющей при расчете доз облучения получаемых населением.

Основное уравнение модели для динамики удельной активности радионуклида, накапливаемого рыбой за счет биоассимиляции:

$$\frac{dy}{dt} = -\left(\lambda + \varepsilon_A \frac{W}{M} + \frac{1}{M} \frac{dM}{dt}\right) \cdot y + \sum_i \left(\frac{1}{M} \frac{dM}{dt} + \varepsilon_A \frac{W}{M}\right) \cdot q_i d_i p_i X_i, \quad (7)$$

где  $y$  – удельная активность радионуклида в рыбе, Бк/кг;  $M$  – масса рыбы, кг;  $W$  – скорость метаболизма рыбы, кг/сут;  $q_i$  – отношение концентрации стабильного биогенного элемента-аналога в рыбе к концентрации этого элемента в  $i$ -м компоненте рациона рыбы;  $d_i$  – коэффициент дискриминации радионуклида по сравнению со стабильным биогенным элементом-аналогом при усвоении радионуклида из  $i$ -го компонента рациона;  $p_i$  – доля  $i$ -го компонента в рационе рыбы;  $\varepsilon_A$  – безразмерный коэффициент пропорциональности между скоростью метаболизма рыбы и скоростью биологического выведения радионуклида;  $\lambda$  – постоянная радиоактивного распада радионуклида, сут $^{-1}$ ;  $X_i$  – удельная активность радионуклида в  $i$ -м компоненте рациона рыбы, Бк/кг. Начальное условие:  $y(0) = y_0$ , где  $y_0$  – удельная активность радионуклида в рыбе (Бк/кг) в начальный момент времени.

Уравнение (7) позволяет вычислять динамику удельной активности радионуклидов в тех тканях, которые являются депонирующими тканями для конкретного радионуклида; для радионуклидов цезия такой депонирующей тканью являются мышцы, а для радионуклидов стронция – кости и покровные ткани. Применение такого подхода представляется целесообразным при прогнозировании для временных интервалов, больших, чем несколько суток. Порядок вычисления скорости метаболизма рыб в зависимости от их массы был сформулирован в работах [15, 16]; в работах [12, 13] на основе анализа литературных данных были определены численные значения параметра  $\varepsilon_A$ : для  $^{137}\text{Cs}$   $\varepsilon_A = 0,3 \pm 0,1$ , для  $^{90}\text{Sr}$   $\varepsilon_A = 0,04 \pm 0,02$ . Удельную активность в бентосе, зоопланктоне, водных растениях, служащих кормовой базой для нехищных видов рыб, можно рассчитать, используя постоянные коэффициенты накопления радионуклидов относительно воды. Это упрощение допустимо, т.к. ввиду малых размеров данных кормовых объектов быстро устанавливается равновесие в системе «вода–гидробионт». При расчетах использовались следующие значения коэффициентов накопления  $^{90}\text{Sr}$  в корме мирного вида рыб: р. Исеть, бентос  $700 \pm 400$ , водные растения  $300 \pm 150$ ; р. Тобол, бентос  $450 \pm 200$ , водные растения  $200 \pm 100$ ; р. Иртыш, бентос  $800 \pm 400$ , водные растения  $500 \pm 300$ . Коэффициенты накопления  $^{137}\text{Cs}$  в корме мирного вида рыб оценены: р. Исеть, бентос  $600 \pm 300$ , водные растения  $400 \pm 250$ ; р. Тобол, бентос  $400 \pm 200$ , водные растения  $300 \pm 100$ ; р. Иртыш, бентос  $900 \pm 400$ , водные растения  $650 \pm 300$ . Различия между коэффициентами накопления радионуклидов в р. Исеть, Тобол и Иртыш обусловлены различием в химическом составе воды этих рек, в том числе концентраций стабильных аналогов радионуклидов (ионов  $\text{K}^+$  и  $\text{Ca}^{2+}$ ); например, концентрация  $\text{Ca}^{2+}$  в воде составляет: в р. Исеть 43,5 мг/л, р. Тобол 76,7 мг/л, р. Иртыш 32,1 мг/л [7].

Таблица 3

**Численные значения параметров модели накопления радионуклидов в рыбе**

Параметр	Язь	Щука
Параметры роста рыб:		
$M_{\max}$ , г	3500	10000
$g$ , год <sup>-1</sup>	0,445	0,438
$\tau_0$ , год	8,5	8,7
Доля разных типов пищи в рационе рыб, $p_i$		
Бентос	0,8	0
Водные растения	0,2	0
Рыба	0	1
Коэффициенты дискриминации $^{90}\text{Sr}$ , $d_i$		
рыба (кости) – моллюски (раковина)	0,1 ± 0,05	–
рыба (кости) – водные растения	0,25 ± 0,10	–
рыба (хищная) – рыба (мирная)		0,8 ± 0,2
Коэффициент дискриминации $^{137}\text{Cs}$ в системе «хищная рыба – мирная рыба»	–	1,3 ± 0,2

Оценки равновесных значений удельных активностей  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в рыбе рек Исеть, Тобол и Иртыш на различных расстояниях вниз по течению выполнены для двух видов рыб, различающихся по своей экологии – мирный вид (язь) и хищный вид (щука). Численные значения параметров модели, использовавшиеся при расчетах, приведены в табл. 3. В ходе параметризации модели выполнен численный анализ экспериментальных кривых роста язя [17] и щуки [18] в реках Обской речной системы. Зависимости увеличения массы рыб от их возраста аппроксимированы логистической формулой:

$$M = \frac{M_{\max}}{1 + \exp(-g(\tau - \tau_0))}, \quad (8)$$

где  $M$  – масса рыбы, г;  $\tau$  – возраст рыбы, год;  $M_{\max}$ ,  $g$ ,  $\tau_0$  – эмпирические параметры. Численные значения параметров в формуле (8) для язя и щуки Обской речной системы (табл. 3) определены с помощью компьютерной программы методом наименьших квадратов так, чтобы достичь наилучшего соответствия между расчетной логистической и экспериментальной кривой.

**РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ**

Расчетные значения объемной и удельной активностей  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в воде и донных отложениях р. Исеть на участке протяженностью 129 км, между впадением в Исеть рек Теча и Миасс, показаны в табл. 4 и 5. Все расчеты выполнены для условий современных уровней поступления радионуклидов из р. Течи в р. Исеть.

Результаты модельных расчетов объемной и удельной активностей  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в воде и донных отложениях рек Исеть, Тобол и Иртыш в зависимости от расстояния вниз по течению от устья реки Течи представлены в табл. 6. Как показывают модельные оценки, при современном уровне поступления  $^{137}\text{Cs}$  с водами р. Течи, содержание этого радионуклида в воде и донных отложениях уже к устью р. Исети снижается до уровней региональных фоновых значений. В то же время, содержание  $^{90}\text{Sr}$  в воде реки Тобол превышает фоновые уровни из-за поступления данного радионуклида с водами Исети, особенно на участке реки до впадения Туры.

Расчеты подтвердили известный в научных исследованиях факт, что для  $^{90}\text{Sr}$  основным механизмом снижения содержания радионуклида в воде, в отличие от  $^{137}\text{Cs}$  является разбавление приточными водами. Значение коэффициента  $k$ , учитывающе-

Таблица 4

**Расчетная объемная и удельная активность  $^{90}\text{Sr}$  в воде (Бк/л) и донных отложениях (Бк/кг сухого веса) на ближнем участке от впадения р. Течи**

Расстояние от правого берега, м	Расстояние по р. Исеть ниже впадения р. Течи							
	1 км		5 км		10 км		129 км	
	Вода, Бк/л	д.о., Бк/кг	Вода, Бк/л	д.о., Бк/кг	Вода, Бк/л	д.о., Бк/кг	Вода, Бк/л	д.о., Бк/кг
0	5,7±3,4	1100±390	2,6±1,6	500±170	1,9±1,1	360±130	1,3±0,8	250±90
20	2,6±1,6	510±180	2,2±1,3	430±150	1,7±1,0	330±120	1,3±0,8	250±90
40	0,3±0,2	60±20	1,4±0,8	270±95	1,4±0,8	270±100	1,3±0,8	250±90
60	0,09±0,05	17±6	0,7±0,4	130±45	1,1±0,7	200±70	1,3±0,8	250±90
80	0,08±0,05	16±6	0,3±0,2	64±22	0,8±0,5	160±60	1,3±0,8	250±90

Таблица 5

**Расчетная объемная и удельная активность  $^{137}\text{Cs}$  в воде (Бк/л) и донных отложениях (Бк/кг сухого веса) на ближнем участке от впадения р. Течи**

Расстояние от правого берега, м	Расстояние по р. Исеть ниже впадения р. Течи							
	1 км		5 км		10 км		129 км	
	Вода, Бк/л	д.о., Бк/кг	Вода, Бк/л	д.о., Бк/кг	Вода, Бк/л	д.о., Бк/кг	Вода, Бк/л	д.о., Бк/кг
0	0,07±0,04	1010±350	0,03±0,02	520±180	0,03±0,02	400±140	0,01±0,006	150±50
20	0,04±0,03	540±190	0,03±0,02	470±160	0,03±0,02	380±130	0,01±0,006	150±50
40	0,01±0,006	190±70	0,02±0,01	350±120	0,02±0,01	340±120	0,01±0,006	150±50
60	0,01±0,006	150±50	0,02±0,01	240±80	0,02±0,01	290±100	0,01±0,006	150±50
80	0,01±0,006	150±50	0,01±0,006	190±70	0,02±0,01	250±90	0,01±0,006	150±50

го в принятой модели механизмы обмена радионуклидов между водной массой и дном рек, для  $^{90}\text{Sr}$  оказалось примерно в 70 раз меньше, чем для  $^{137}\text{Cs}$ . В рамках принятой модели, на ближнем от впадения Течи участке р. Исеть наблюдается существенное различие в уровнях загрязнения воды и донных отложений у правого и левого берега (табл. 4, 5). Ниже по течению расчетное содержание радионуклидов выравнивается по сечению реки.

В соответствии с данными измерений средняя объемная активность  $^{90}\text{Sr}$  в воде рассматриваемых рек составляет: в р. Исеть после впадения р. Течи 1,12 Бк/л; в районе с. Мехонское – 1,04 Бк/л; в р. Тобол после впадения р. Исети и до впадения р. Туры – 0,235 Бк/л. Объемная активность  $^{137}\text{Cs}$  в воде р. Исеть после впадения р. Течи составляет 0,011 Бк/л, в р. Тобол после впадения р. Исеть 0,003 Бк/л [3]. Таким образом, расчетные значения достаточно хорошо согласуются с имеющимися данными измерений.

Расчетные значения удельных активностей  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в мирном и хищном видах рыб (язь и щука) представлены в табл. 7. Коэффициент накопления  $^{90}\text{Sr}$  в костях рыбы из р. Исеть оценен в пределах 50–80, р. Тобол 30–50, р. Иртыш 70–100. Различия в расчетных значениях коэффициента накопления связаны с предположением о зависимости уровней накопления  $^{90}\text{Sr}$  от концентрации  $\text{Ca}^{2+}$  в речной воде. Эта зависимость была подтверждена, в частности, для озер Челябинской области, находящихся на территории Восточно-Уральского радиоактивного следа [13]. В соответствии с расчетными оценками, удельная активность  $^{137}\text{Cs}$  в мышцах язя составляет 0,8–3,2 Бк/кг в Исети, 0,2–0,4 Бк/кг в Тоболе и 0,3–0,7 Бк/кг в Иртыше. Более высокие расчетные значения удельной активности  $^{137}\text{Cs}$  в рыбе р. Иртыш по сравнению с р. Тобол, при

Таблица 6

**Расчетная объемная и удельная активность  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в воде (Бк/л) и донных отложениях (Бк/кг сухого веса) речной системы Исеть–Тобол–Иртыш**

Река	Расстояние, км	Пункт	Удельная активность $^{90}\text{Sr}$		Удельная активность $^{137}\text{Cs}$	
			Вода, Бк/л	д.о., Бк/кг	Вода, Бк/л	д.о., Бк/кг
Исеть	56	г. Шадринск	1,32±0,73	254±90	0,016±0,009	241±84
	149	с. Мехонское	0,98±0,54	190±67	0,008±0,005	118±41
	248	с. Исетское	0,97±0,53	188±65	0,004±0,003	63±22
	353	Устье	0,96±0,53	186±65	0,003±0,002	46±15
Тобол	360	Ниже впадения Исети, г. Ялуторовск	0,56±0,31	108±38	0,003±0,002	46±15
	519	Ниже впадения р. Туры	0,14±0,08	28±10	0,003±0,002	46±15
	663	Ниже впадения р. Тавды	0,07±0,04	14±5	0,003±0,002	46±15
Иртыш	779	Ниже впадения Тобола, г. Тобольск	0,03±0,02	4,0±1,4	0,003±0,002	46±15
	1396	Устье, г. Ханты-Мансийск	0,03±0,02	4,0±1,4	0,003±0,002	46±15

Таблица 7

**Расчетная удельная активность  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  (Бк/кг сырого веса) в рыбе, обитающей в реках Исеть, Тобол и Иртыш**

Река	Расстояние, км	Пункт	Удельная активность $^{90}\text{Sr}$		Удельная активность $^{137}\text{Cs}$	
			Язь, Бк/кг	Щука, Бк/кг	Язь, Бк/кг	Щука, Бк/кг
Исеть	56	г. Шадринск	81±47	68±39	3,2±1,7	4,8±2,5
	149	с. Мехонское	62±36	47±27	1,6±0,8	2,5±1,3
	248	с. Исетское	60±35	46±27	0,8±0,4	1,3±0,7
	353	Устье	58±34	45±26	0,8±0,4	1,3±0,7
Тобол	360	Ниже впадения Исети, г. Ялуторовск	23±13	18±10	0,6±0,3	1,0±0,5
	519	Ниже впадения р. Туры	6,0±3,5	5,0±2,9	0,3±0,16	0,5±0,27
	663	Ниже впадения р. Тавды	3,2±1,7	2,5±1,5	0,3±0,16	0,5±0,27
Иртыш	779	Ниже впадения Тобола, г. Тобольск	2,6±1,5	2,2±1,3	0,5±0,27	0,8±0,4
	1396	Устье, г. Ханты-Мансийск	2,6±1,5	2,2±1,3	0,5±0,27	0,8±0,4

одинаковых входных значениях удельной активности радионуклида в воде, обусловлены предположением о зависимости биоаккумуляции  $^{137}\text{Cs}$  в рыбе от концентрации в воде ионов  $\text{K}^+$ , которая в Тоболе выше, чем в Иртыше [7]. Удельная активность  $^{137}\text{Cs}$  в мышцах щуки выше, что обусловлено эффектом трофических уровней в накоплении радиоизотопов цезия водными организмами, составляя 1,3–5,0 Бк/кг в Исети, 0,4 – 0,7 Бк/кг в Тоболе и 0,5 – 0,9 Бк/кг в Иртыше.

## ВЫВОДЫ

Разработана радиоэкологическая модель, состоящая из двух взаимосвязанных блоков – блока расчета миграции радионуклидов в абиотических компонентах реки и блока расчета накопления радионуклидов в водных организмах. Использование модели для оценки радиоэкологического состояния речной системы «Исеть–Тобол–Иртыш», показало перспективность использования такого рода моделей на практике. В результате применения модели были получены расчетные оценки уровней содержания  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в реках не только для традиционно рассматриваемых воды и донных отложений, но также для представителей ихтиофауны. Результаты расчетов достаточно хорошо совпадают с имеющимися результатами измерений.

Блочное построение позволяет детализировать и дополнять радиоэкологическую модель в зависимости от решаемых вопросов и степени полноты их рассмотрения. Действительно, логическим продолжением представленной модели, используемой на примере речной системы «Исеть – Тобол – Иртыш» может быть введение в рассмотрение блоков расчета доз и оценки радиоэкологического риска для населения, участвующего в водопользовании на рассматриваемых реках. В данной работе такая задача не ставилась, вследствие ограниченности объема статьи.

В заключение необходимо отметить, что с применением экологических моделей открываются широкие возможности для комплексного прогнозирования степени загрязнения речных систем и для оценок ущерба от их загрязнения не только в классе радиоактивных веществ, но и для широкого спектра химических веществ – загрязнителей окружающей среды.

Работа выполнена в рамках проекта МНТЦ № 2558 «Радиоэкологический мониторинг рек Тобол и Иртыш. Анализ процессов биогенной миграции радионуклидов и оценка радиационного риска для населения и природной среды».

## Литература

1. Мартюшов В. В., Спирин Д. А., Базылев В. В. и др. Радиоэкологические аспекты поведения долгоживущих радионуклидов в пойменных ландшафтах верхнего течения реки Течи//Экология. – 1997. – № 5. – С. 361-368.
2. Источники радиоактивного загрязнения р. Теча и района расположения Производственного объединения «Маяк», Урал, Россия. Программа по изучению возможного влияния деятельности ПО «Маяк» на радиоактивное загрязнение Баренцева и Карского морей. Совместная Российско-норвежская группа экспертов по изучению радиоактивного загрязнения северных территорий. – Остерас, Норвегия, 2000.
3. Трапезников А. В., Чеботина М. Я., Юшков П. И. и др. Влияние стоков реки Течи на радиоэкологическое состояние реки Исеть//Экология. – 1997. – № 6. – С. 474-477.
4. Паньков И.В., Волкова Е.Н., Козлов А.А., Кузьменко М.И. Современная радиоэкологическая ситуация в реках Западной Сибири//Гидробиологический журнал. – 1998. – Т. 34(2). – С. 64-87.
5. Новицкий М.А. Модель долгосрочного переноса радионуклидов в речном русле//Метеорология и гидрология. – 1993. – № 1. – С. 80-83.
6. Носов А. В. Использование двумерной стационарной модели миграции радионуклидов для прогноза содержания  $^{137}\text{Cs}$  в речной системе Енисея//Атомная энергия. – 2002. – 93(2). – С. 137-143.
7. Государственный водный кадастр. Многолетние данные о режиме и ресурсах поверхностных вод суши. Т. 1. Вып. 11: Бассейн Иртыша. – Ленинград, Гидрометеиздат, 1986.
8. Мокров Ю.Г. Оценка поступления стронция-90 в Карское море с водами реки Обь за период с 1949 по 1990 гг. // Вопросы радиационной безопасности. – 1999. – № 3. – С. 26-39.
9. Мокров Ю.Г. Реконструкция и прогноз радиоактивного загрязнения реки Теча. Ч. 1. – Озерск: Редакционно-издательский центр ВРБ, 2002. – 176 с.

10. Трапезников А.В., Позолотина В.Н., Молчанова И.В. и др. Радиозэкологическая характеристика речной системы Теча–Исеть//Экология. – 2000. – №4. – С. 248-256.
11. Sazykina T.G. ECOMOD – An ecological approach to radioecological modeling//Journal of Environmental Radioactivity. – 2000. – V. 50(3). – P. 207–220.
12. Kryshev A.I., Ryabov I.N. A dynamic model of  $^{137}\text{Cs}$  accumulation by fish of different age classes//Journal of Environmental Radioactivity. – 2000. – V. 50(3). – P. 221-233.
13. Kryshev A.I. Model reconstruction of  $^{90}\text{Sr}$  concentrations in fish from 16 Ural lakes contaminated by the Kyshtym accident of 1957//Journal of Environmental Radioactivity. – 2003. – V. 64(1). – P. 67-84.
14. Kryshev A.I. Evaluation of the biological transfer of  $^{32}\text{P}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  and  $^{65}\text{Zn}$  by fish in the Yenisei River//The Science of the Total Environment. – 2004. – V. 322. – P. 191-207.
15. Винберг Г.Г. Интенсивность обмена и пищевые потребности рыб. – Минск: БелГУ, 1956. – 254 с.
16. Ивлев В.Г. Метод вычисления количества пищи, потребляемого растущей рыбой//Биология внутренних водоемов Прибалтики: Труды VII Научной конференции по изучению внутренних водоемов Прибалтики (Петрозаводск, 1959). – М.: АН СССР, 1962. – С. 132-138.
17. Гундризер А.Н., Иоганзен Б.Г., Кривошеков Г.М. Рыбы Западной Сибири. – Томск: ТГУ, 1984. – 122 с.
18. Никонов Г.И. Щука Обь-Иртышского бассейна. – Тюмень: Средне-Уральское изд-во, 1965. – 32 с.

Поступила в редакцию 15.03.2005

## СОВРЕМЕННОЕ СОДЕРЖАНИЕ $^{90}\text{Sr}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{239,240}\text{Pu}$ И ТРИТИЯ В ВОДЕ РЕЧНОЙ СИСТЕМЫ ТОБОЛ–ИРТЫШ (ОТ УСТЬЯ р. ИСЕТЬ ДО СЛИЯНИЯ С р. ОБЬ)

А.И.Никитин\*, В.Б. Чумичев\*, Н.К. Валетова\*, И.Ю. Катрич\*,  
А.И. Кабанов\*, Г.Е Дунаев\*, В.Н.Шкуро\*, В.М.Родин\*\*,  
А.Н. Мироненко\*\*, Е.В.Киреева\*\*

ГУ НПО «Тайфун», г. Обнинск

\*\* Тобольская биологическая станция РАН, г. Тобольск



Приводятся и обсуждаются данные по содержанию  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$  и трития в воде Тобол–Иртышского участка речной системы Теча–Исеть–Тобол–Иртыш–Обь, по которой имеет место перенос радиоактивных отходов ПО «Маяк». Данные получены в 2004 г. в рамках проекта МНТЦ № 558 «Радиоэкологический мониторинг рек Тобол и Иртыш. Изучение биогенного переноса радионуклидов и оценка радиационного риска для населения и окружающей среды».

### ВВЕДЕНИЕ

Хорошо известно, что радиоактивные отходы Производственного объединения «Маяк» (Южный Урал), созданного в конце 40-х годов для производства оружейного плутония, переносятся по речной системе Теча–Исеть–Тобол–Иртыш–Обь. Отсутствие рациональных методов обращения с большими количествами образующихся радиоактивных отходов в начальный период деятельности предприятия привело к поступлению радионуклидов в окружающую среду. При этом имели место три серьезных радиационных аварии: сбросы жидких радиоактивных отходов в р. Теча (1949–1956 гг.), эти сбросы, хотя и были тогда санкционированы, сейчас считаются серьезным просчетом); взрыв емкости в хранилище высокоактивных радиоактивных отходов (1957 г.), в результате которого образовался Восточно-Уральский радиоактивный след (ВУРС); ветровой перенос загрязненных донных отложений с берегов оз. Карачай (1967 г.).

В связи с этим был проведен комплекс мероприятий, направленных на реабилитацию загрязненных территорий и обеспечение радиационной безопасности населения. В частности, поступление радионуклидов в р. Теча было существенно уменьшено в результате создания каскада промышленных водоемов-хранилищ жидких низкоактивных отходов и обводных каналов в верховьях реки. В настоящее время загрязнение воды в р. Теча обусловлено двумя основными причинами: инфильтрацией радионуклидов через дамбы обводных каналов, дамбы плотины и дно после-

© А.И.Никитин, В.Б. Чумичев, Н.К. Валетова, И.Ю. Катрич, А.И. Кабанов, Г.Е Дунаев, В.Н.Шкуро, В.М.Родин, А.Н. Мироненко, Е.В.Киреева, 2005

днего в каскаде водоема-хранилища № 11; вымыванием радионуклидов из ранее загрязненной поймы (в основном, из Асановских болот) и донных отложений [1].

К настоящему времени выполнен значительный объем исследований воздействия отходов ПО «Маяк» на радиоактивное загрязнение водной среды. Однако основная часть этих исследований проведена в относительной близости к источнику – на реках Теча и Исеть, а по Tobол–Иртышскому участку системы имеются лишь данные эпизодических обследований (например, [2, 3]).

В 2004 г., в рамках проекта МНТЦ № 2558 «Радиоэкологический мониторинг рек Tobол и Иртыш. Изучение биогенного переноса радионуклидов и оценка радиационного риска для населения и окружающей среды» начаты наблюдения за содержанием искусственных радионуклидов в реках Tobол и Иртыш. При этом, с одной стороны, организованы систематические наблюдения (ежемесячные наблюдения в течение полного гидрологического цикла) за содержанием в воде  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  и трития в одной из ключевых точек системы – в районе слияния рек Tobол и Иртыш. С другой стороны, с целью получения информации по изучаемой системе в целом, в 2004 г. проведено радиоэкологическое обследование рек Tobол и Иртыш на участке от устья р. Исеть до слияния с р. Обь. В ходе экспедиционного обследования отобраны пробы воды для определения  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$  и трития, а также пробы донных отложений и пойменных почв для последующего радионуклидного анализа.

Наблюдения по проекту будут продолжаться в течение полных двух лет и закончатся в 2006 г. В статье приводятся данные по содержанию искусственных радионуклидов в речной воде, полученные к началу 2005 г.

### МЕТОДОЛОГИЯ НАТУРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

В связи с наличием предприятий атомной промышленности в бассейне Оби, Росгидрометом уделялось повышенное внимание к определению уровней радиоактивного загрязнения воды в некоторых водных объектах водной системы данной реки [4]. Прежде всего, начиная с 1961г., были организованы наблюдения за содержанием  $^{90}\text{Sr}$  в устье Оби (Салехард). Позднее, с целью получения возможности количественной оценки вклада ПО «Маяк» в загрязнение  $^{90}\text{Sr}$  реки Оби, были организованы наблюдения за содержанием  $^{90}\text{Sr}$  в водотоках, расположенных в относительной близости к ПО «Маяк» – в водах р. Теча (Муслюмово, Першинское), р. Караболка (Усть-Караболка) и р. Исеть (Мехонское). Вследствие деятельности ПО «Маяк» в воде р. Теча и сейчас наблюдаются концентрации радионуклидов  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  и трития, существенно превышающие фоновые концентрации, характерные для рек России. В качестве примера, ниже в табл. 1 приводятся некоторые данные последних лет по содержанию искусственных радионуклидов в воде р. Теча (пос. Муслюмово).

Таблица 1

**Характерный для последних лет диапазон значений объемной активности искусственных радионуклидов в воде р. Теча (пос.Муслюмово), в сравнении с современным техногенным фоном (данные ГУ НПО «Тайфун» и работ [5-8])**

№	Радионуклид	Период	Объемная активность, Бк/л	Техногенный фон, Бк/л
1	Тритий	1998–2004 гг.	70–500	2–8 (в среднем для рек России)
2	$^{90}\text{Sr}$	2000–2003 гг.	2.6–24.8	0.005–0.006 (в среднем для рек России)
3	$^{137}\text{Cs}$	2001–2003 гг.	0.05–1.4	0.001–0.003 (р. Дон, 2003 г.)

Анализ имеющихся данных мониторинга радиоактивного загрязнения рек Теча и Исеть позволил заключить, что основным трассером распространения радиоактивных отходов ПО «Маяк» в водах рек Тобол и Иртыш в ходе выполнения работ по проекту является  $^{90}\text{Sr}$  – в устье р. Исеть в настоящее время можно ожидать уровней загрязнения около  $1000 \text{ Бк/м}^3$  по  $^{90}\text{Sr}$ , в то время как по  $^{137}\text{Cs}$  всего порядка единиц  $\text{Бк/м}^3$ . Поэтому для проведения полевых работ были выбраны методики, позволяющие провести уверенное определение в пробах водной среды радионуклидов – индикаторов радиоактивных отходов ПО «Маяк», таких как  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ , изотопы плутония ( $^{239}, ^{240}\text{Pu}$ ) и  $^3\text{H}$  на всем изучаемом участке речной системы.

Другим важным моментом при планировании точек отбора проб явилось выявленное в ходе предыдущих исследований [2] резкое различие в содержании  $^{90}\text{Sr}$  в потоках Тобола (загрязнен сбросами ПО «Маяк») и Иртыша в районе их слияния. Это различие отчетливо прослеживалось даже на расстоянии 15 км от впадения Тобола в Иртыш. Аналогичная картина имела место и при впадении Иртыша в Обь. Эти обстоятельства были учтены при составлении программы полевых работ по проекту – в районах слияния ниже впадения загрязненного водотока расположение точек отбора проб воды выбиралось с учетом возможной стратификации водных масс.

Применявшиеся в ходе полевых работ средства и методы отбора проб водной среды, а также методы последующего радионуклидного анализа описаны в ряде работ, например, [9, 10]. Оптимальным вариантом проведения полевых исследований по проекту явилось сочетание проводимого в летне-осенний период экспедиционного обследования всей речной системы на катере, с регулярным отбором проб речной воды и измерения содержания в них  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  и трития в одном из ключевых районов изучаемой речной системы в течение полного гидрологического цикла. Таким ключевым районом круглогодичных наблюдений для изучаемой системы является район слияния рек Тобола в Иртыша, где и был организован ежемесячный отбор проб воды в трех точках (рис. 1):

- 1) р. Иртыш выше впадения р. Тобол (фоновая точка);
- 2) р. Тобол выше места впадения в р. Иртыш;
- 3) р. Иртыш ниже места впадения р. Тобол, левый берег.

Экспедиционное обследование речной системы было проведено в сентябре 2004 г. Расположение створов, на которых проводился отбор проб воды, приведено на рис. 2:

- р. Обь ниже впадения р. Иртыш, левый и правый берег;
- р. Обь выше впадения р. Иртыш, середина реки;
- р. Иртыш перед впадением в р. Обь, середина реки;
- р. Иртыш, район пос. Демьянское, левый берег;
- р. Иртыш, район базы «Миссия» ТБС РАН, середина реки;
- р. Иртыш, 25 км ниже устья р. Тобол, левый берег, середина реки и правый берег;
- р. Иртыш, 6 км ниже устья р. Тобол, левый берег, середина реки и правый берег;
- р. Тобол перед впадением в р. Иртыш, левый берег;
- р. Иртыш выше устья р. Тобол, левый берег;
- р. Тобол, 15 км ниже устья р. Тавда, середина реки;
- р. Тобол, 1 км выше устья р. Тавда, середина реки;
- р. Тобол, район пос. Ярково, левый берег;
- р. Тобол, 15 км ниже устья р. Тура, середина реки;
- р. Тобол, 1 км выше устья р. Тура, середина реки;
- р. Тобол, 30 км ниже устья р. Исеть (с. Петелино), левый и правый берег;

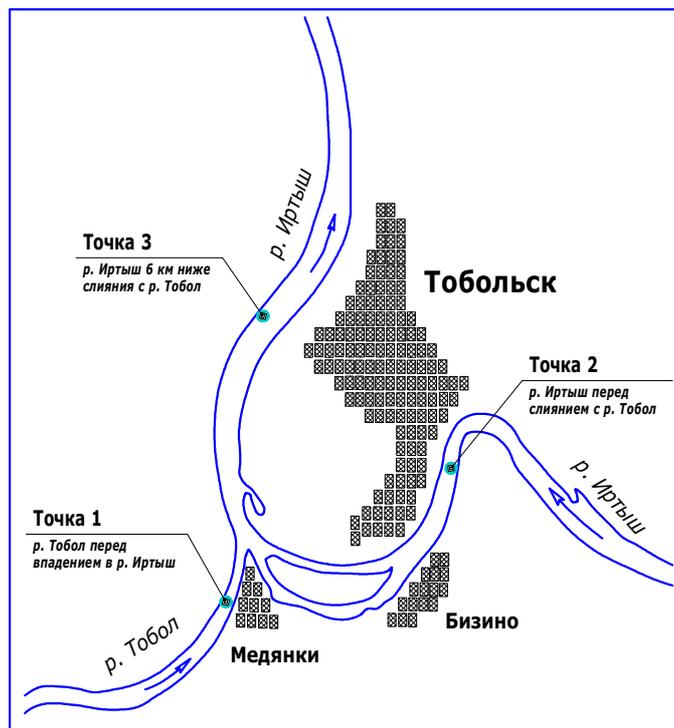


Рис. 1. Расположение точек ежемесячного отбора проб речной воды в районе слияния р. Тобол с р. Иртыш

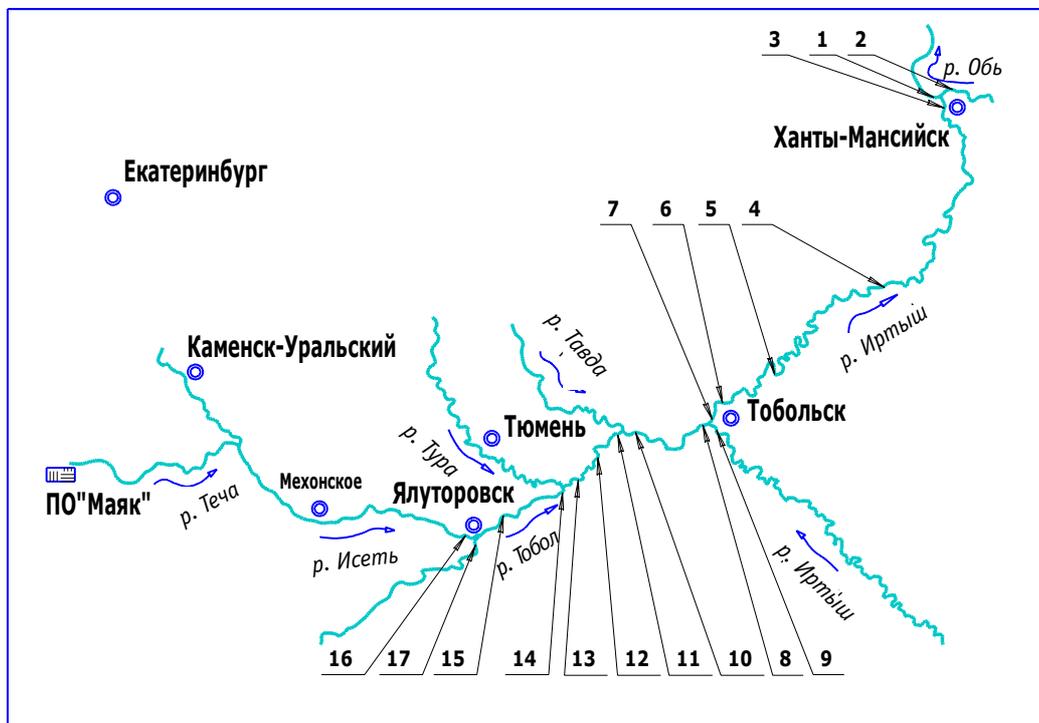


Рис. 2. Расположение створов отбора проб водной среды во время экспедиционного обследования радиоактивного загрязнения речной системы в сентябре 2004 г.

- р. Исеть, 10 км выше впадения в р. Тобол (с. Сосновка), левый берег;
- р. Тобол, 10 км выше устья р. Исеть (с. Пономарево), правый берег.

## РЕЗУЛЬТАТЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ СОДЕРЖАНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ В РЕЧНОЙ ВОДЕ

### Систематические наблюдения радиоактивного загрязнения воды рек Тобол и Иртыш в районе их слияния

Полученные к началу 2005 г. результаты систематических наблюдений за содержанием искусственных радионуклидов в воде рек Иртыш и Тобол в районе их слияния приведены графически на рис. 3.

Результаты измерений позволяют сделать вывод о том, что из всех измеренных в воде района слияния рек Тобола и Иртыша радионуклидов, только  $^{90}\text{Sr}$  может служить надежным индикатором поступления радиоактивности из района ПО «Маяк». В табл. 2 полученные данные по содержанию  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  и трития сопоставлены с техногенным фоном (концентрациями радионуклидов, обусловленными глобальными и чернобыльскими выпадениями). Измеренные концентрации  $^{90}\text{Sr}$  в воде р. Тобол перед ее впадением в р. Иртыш и по левому берегу р. Иртыш ниже впадения р. Тобол (33–106 Бк/м<sup>3</sup>) на порядок величины выше фонового уровня для рек России. При этом в р. Иртыш выше впадения р. Тобол наблюдается практически фоновый уровень содержания  $^{90}\text{Sr}$  в воде.

Измеренные концентрации  $^{137}\text{Cs}$  и трития находятся в фоновом диапазоне по всем трем точкам наблюдения, однако по тритию имеет место, хотя и небольшое, но устойчивое превышение концентраций в точках наблюдения на р. Тобол и по левому берегу р. Иртыш над концентрациями в воде р. Иртыш в фоновой точке выше впаде-

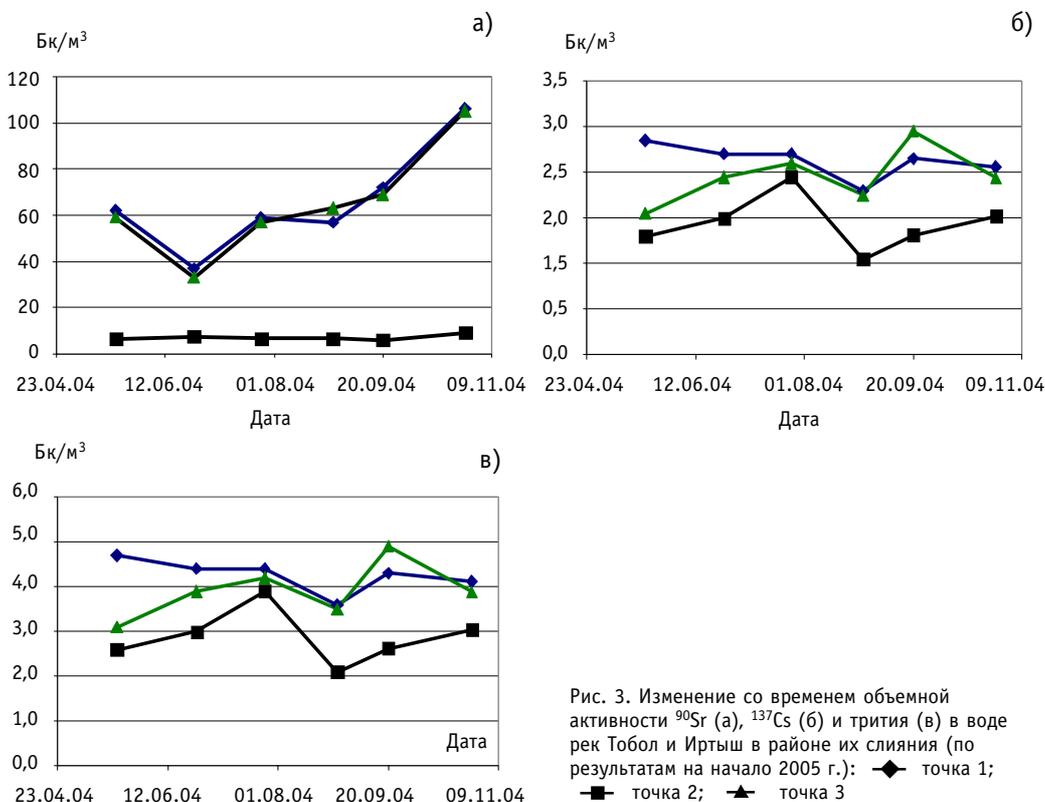


Рис. 3. Изменение со временем объемной активности  $^{90}\text{Sr}$  (а),  $^{137}\text{Cs}$  (б) и трития (в) в воде рек Тобол и Иртыш в районе их слияния (по результатам на начало 2005 г.): —♦— точка 1; —■— точка 2; —▲— точка 3

Таблица 2

**Сопоставление концентраций радионуклидов в речной воде района слияния рек Тобола и Иртыша в 2004 г. с фоновыми концентрациями в реках России (данные ГУ НПО «Тайфун» и работ [5–8])**

Радионуклид	Техногенный фон		Вода р. Тобол (перед впадением в р. Иртыш) и р. Иртыш (ниже впадения р. Тобол, левый берег), Бк/м <sup>3</sup>
	Период	Бк/м <sup>3</sup>	
Тритий	1998–2003 гг.	2000–8000 (в среднем для рек России)	3100–4900
<sup>90</sup> Sr	2000–2002 гг.	5–6 (в среднем для рек России)	33–106
<sup>137</sup> Cs	2001–2002 гг.	1–3 (р.Дон, 2003г.)	<0.2–2.9

ния Тобола (см. рис. 3в). Анализ содержания трития в пробах, отобранных в экспедиции по проекту, позволил заключить, что это превышение также связано с поступлением радиоактивности из района ПО «Маяк».

Результаты определения содержания <sup>90</sup>Sr показывают, что в выбранной точке пробоотбора на р. Иртыш ниже впадения р. Тобол (точка 3, 6 км ниже устья р. Тобол) полного перемешивания вод р. Тобол и р. Иртыш нет: концентрации радионуклида по левому берегу р. Иртыш на этом расстоянии от устья р. Тобол практически совпали с концентрациями в р. Тобол.

**Экспедиционное обследование радиоактивного загрязнения речной системы**

Результаты радионуклидного анализа проб речной воды приведены в табл. 3. В отношении радиоактивного загрязнения речной воды изучаемой системы, в первую очередь, был выяснен вопрос об уровнях объемной активности <sup>90</sup>Sr в воде р. Тобол выше его слияния с р. Иртыш, а также в воде р. Исеть перед ее впадением в Тобол. На рис. 4 приведены полученные данные по изменению объемной активности <sup>90</sup>Sr в речной воде (фильтрат) с расстоянием от точки отбора на р. Исеть (практически от района слияния р. Исеть с р. Тобол). Видно, что объемная активность <sup>90</sup>Sr возрастает по мере приближения к устью р. Исеть. В воде р. Исеть вблизи ее слияния с Тоболом имеет место максимальное для изученного участка речной системы значение объемной активности <sup>90</sup>Sr – около 1000 Бк/м<sup>3</sup>. Эта величина примерно в 200 раз выше уровня, характерного для рек России в целом (5–6 Бк/м<sup>3</sup>), но ниже уровня вмешательства по <sup>90</sup>Sr в питьевой воде (5000 Бк/м<sup>3</sup>, [11]). При этом в р. Тобол выше впадения р. Исеть наблюдается практически фоновое значение объемной активности <sup>90</sup>Sr – около 10 Бк/м<sup>3</sup>. Таким образом, воздействие переноса отходов ПО «Маяк» по <sup>90</sup>Sr отчетливо прослеживается на участке системы от района слияния р. Исеть с р. Тобол до слияния р. Тобол с р. Иртыш, однако превышения нормативов для питьевой воды нет даже в наиболее близком к ПО «Маяк» районе изученной речной системы (р. Исеть перед впадением в р. Тобол).

На участке от района слияния р. Исеть с р. Тобол до слияния р. Тобол с р. Иртыш объемная активность <sup>90</sup>Sr в воде значительно снижается (почти в 20 раз). Полученные данные свидетельствуют о том, что определяющим фактором в снижении объемной активности радионуклида является разбавление водами впадающих рек. Так, при слиянии р. Исеть с р. Тобол объемная активность уменьшается в 1.5 раза, после впадения р. Туры в 2.7 раза, после впадения р. Тавды – в 2 раза (см. рис. 4).

Результаты тритиевого анализа отобранных проб (табл. 3) свидетельствуют, что поступление отходов ПО «Маяк» оказывает воздействие также и на содержание трития в речной воде (хотя и в значительно меньшей степени, чем на содержание <sup>90</sup>Sr).

Таблица 3

**Результаты определения содержания искусственных радионуклидов в пробах воды рек Исеть, Тобол, Иртыш и Обь, отобранных экспедиции по проекту в период 11–28 сентября 2004 г. (данные радионуклидного анализа, полученные к началу 2005 г.)**

№ створа* (Рис. 2)	<sup>137</sup> Cs, Бк/м <sup>3</sup>			<sup>90</sup> Sr, Бк/м <sup>3</sup>	<sup>239,240</sup> Pu, мБк/м <sup>3</sup>	Тритий, кБк/м <sup>3</sup>
	взвесь	фильтрат	сумма	фильтрат	фильтрат	фильтрат
1 лб				15.0±1.8		2.3±0.2
1 пб				6.2 ± 0.9		2.2±0.1
2 с	0.14±0.05	0.18±0.05	0.32±0.10	5.5 ± 0.8	13.0±2.1	2.6±0.2
3 с				26± 3	6.6 ± 2.0	4.4±0.2
4 лб				31± 4		3.6±0.2
5 с		0.26±0.02		32± 4	3.1 ± 1.0	4.0±0.2
6 лб	0.08±0.01	0.22±0.02	0.30±0.03	57± 6	5.4 ± 1,2	4.0±0.2
6 с				18.0±2.2		2.7±0.1
6 пб				12.4±1.5		2.8±0.2
7 лб		0.18±0.04		69± 8		4.9±0.2
7 с				23± 3		3.1±0.2
7пб				8.5±1.1		3.9±0.2
8 лб	0.11±0.04	0.15±0.03	0.26±0.07	72± 8	7.5± 2,0	4.3±0.2
9 лб				5.9±0.8	< 1.6	2.6±0.2
10 с				84± 10		
11 с				180± 22		
12 лб	0.13±0.05	0.18±0.02	0.31±0.07	185± 22		6.5±0.3
13с				220± 25		
14 с				600± 55		
15 лб		0.17±0.02		740± 60	3.3 ± 1.6	11.3±0.4
15 пб				705± 60		11.3±0.4
16 лб		0.18±0.02		1060± 80	4.2± 1.5	16.0±0.5
17 пб	<0.05	0.12±0.03	0.12±0.03	10.3± 1.4	< 2.4	2.9±0.2

\* лб – левый берег, пб – правый берег, с – середина реки

Содержание <sup>137</sup>Cs и <sup>239,240</sup>Pu в речной воде оказалось крайне низким. При этом не наблюдается уменьшения объемной активности <sup>137</sup>Cs и изотопов плутония в фильтрате по мере удаления от устья реки Исеть.

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Анализ имеющихся данных по уровням радиоактивного загрязнения объектов водной среды системы Теча–Исеть–Тобол–Иртыш–Обь позволяет заключить, что большая часть данных относится к рекам Теча и Исеть, а по Тобол–Иртышскому участку системы имеются лишь ограниченные сведения, полученные в 70–90 гг. прошлого столетия. Сведения по современным уровням содержания искусственных радионуклидов в воде, донных отложениях и пойменных почвах этого участка системы практически отсутствуют. Поэтому начатый в рамках проекта МНТЦ № 558 радиозоологический мониторинг можно рассматривать как первые исследования, направленные на получение целостной современной картины радиоактивного загрязнения объектов водной среды Тобол–Иртышского участка системы.

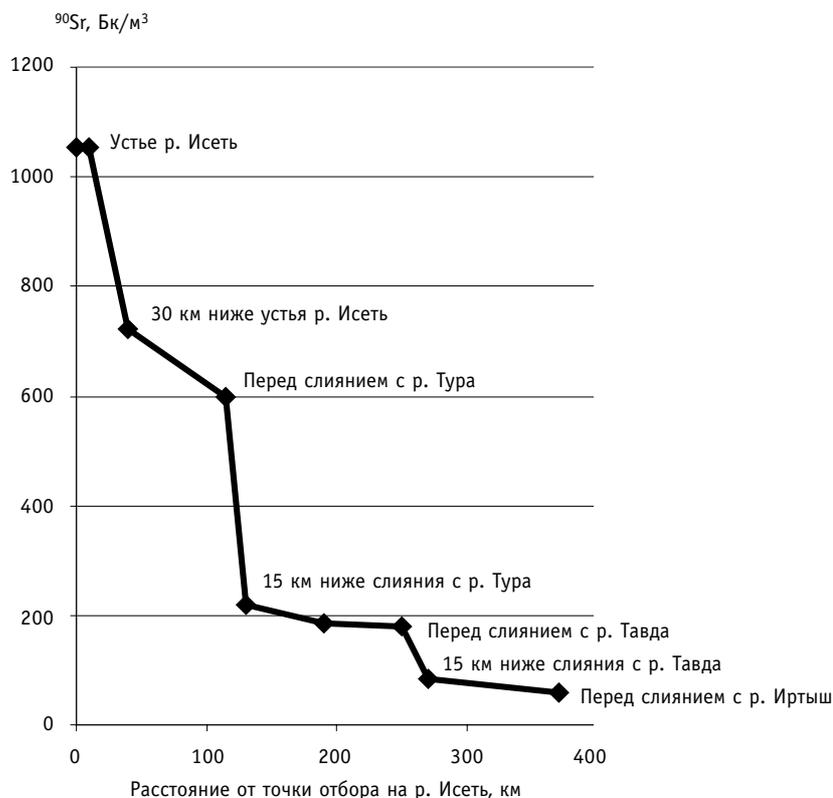


Рис. 4. Изменение объемной активности  $^{90}\text{Sr}$  в речной воде (фильтрат) на участке от устья р. Исеть до слияния с р. Иртыш (сентябрь 2004 г.)

Полученные в 2004 г. данные по содержанию искусственных радионуклидов в воде свидетельствуют о том, что поступление радиоактивных отходов ПО «Маяк» в наибольшей степени сказывается на содержании в речной воде  $^{90}\text{Sr}$ . В наиболее близкой к ПО «Маяк» части изучаемой речной системы (устье р. Исеть), современное содержание  $^{90}\text{Sr}$  составляет около 1000 Бк/м<sup>3</sup>, что на два порядка величины выше техногенного фона. Тем не менее, даже это максимальное зарегистрированное значение в 5 раз ниже уровня вмешательства для питьевой воды по действующим в России нормативам.

Из других искусственных радионуклидов, содержание которых определялось в речной воде ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$  и тритий), воздействие поступления отходов ПО «Маяк» прослеживается на изученном участке речной системы и по тритию (хотя и в значительно меньшей степени, чем по  $^{90}\text{Sr}$ ). Современное содержание трития в речной воде в р. Исеть вблизи ее устья примерно в 5 раз выше регионального техногенного фона.

### Литература

1. Источники радиоактивного загрязнения р. Теча и района расположения Производственного объединения «Маяк», Урал, Россия: Программа по изучению возможного влияния деятельности ПО «Маяк» на радиоактивное загрязнение Баренцева и Карского морей/Совместная Российско-Норвежская группа экспертов по изучению радиоактивного загрязнения северных территорий. – Отерас, Норвегия, 2000.
2. Изучение радиоактивной загрязненности рек Сибири в 1970 г. Сообщение 3 – система Обь–Иртыш–Тобол: Отчет Радиевого института им. В.Г. Хлопина/Научный руководитель темы Л.И. Геденов. – Ленинград, 1971.

3. Trapeznikov A., Aarkrog A., Pozolotina V., Nielsen S.P., Trapeznikova V., Yushkov P., Polikarpov G. Radionuclides in the Ob-Irtysh river system and their contribution to pollution of the Arctic. In: Environmental radioactivity in the Arctic. Eds. P.Strand and A.Cooke. – Osteras, 1995. – P. 68-71.
4. Vakulovsky S.M. Transport of artificial radioactivity by the Ob' to the Arctic Seas. In: Environmental radioactivity in the Arctic and Antarctic. Edited by Per Strand and Elis Holm. – Osteras, 1993. – P.107-108.
5. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2000 г. /Ежегодник. – СПб.: Гидрометеиздат, 2001.
6. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2001 г. /Ежегодник. – СПб.: Гидрометеиздат, 2002.
7. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2002 г./ Ежегодник. – СПб.: Гидрометеиздат, 2003.
8. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2003 г./ Ежегодник. – СПб.: Гидрометеиздат, 2004.
9. Методика контроля радиоактивного загрязнения водных объектов (МВИ.01.-7/96)/ Под ред. А.И. Никитина. Согласовано: директор ЦМПИ ГП «ВНИИФТРИ» В.П.Ярына, 13.03.1996 г. – Обнинск: НПО «Тайфун», 1995.
10. Методические рекомендации по определению радиоактивного загрязнения водных объектов/ Под ред. С.М.Вакуловского. – М.: Гидрометеиздат, 1986.
11. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). СП 2.6.1.-758-99. – Минздрав России, 1999.

Поступила в редакцию 5.04.2005

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ СЕЧЕНИЯ РЕАКЦИИ ДЕЛЕНИЯ $^{238}\text{U}$ ПРОТОНАМИ ПРОМЕЖУТОЧНЫХ ЭНЕРГИЙ

**А.Ю. Дорошенко, В.В. Кетлеров**

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



Проведен обзор экспериментов по измерению сечения деления  $^{238}\text{U}$  протонами с энергией от 200 до 1000 МэВ. Проанализированы методы измерения сечения деления. На основе литературных данных и с использованием более поздних экспериментальных данных оценены эффективности регистрации осколков деления твердотельными детекторами. В результате анализа эффективностей регистрации, использованных в экспериментах, сделаны поправки на величины сечений деления  $^{238}\text{U}$  протонами с энергией 200–1000 МэВ.

### ВВЕДЕНИЕ

С начала изучения реакции деления  $^{238}\text{U}$  протонами промежуточных энергий, несмотря на многочисленные попытки аналитически описать этот процесс, продолжают исследования и проводятся эксперименты по определению сечения. Первые экспериментальные работы были проведены в 1950 г. [1]. Однако в настоящее время требуется проведение более детальных измерений. С одной стороны, возникшие потребности обусловлены возросшим интересом к ADS-системам, а именно, проблемами обоснования и конструирования мишенных устройств и подкритических энерговыделяющих бланкетов. С другой стороны, из-за существенных расхождений в экспериментальных данных, невозможно корректно установить параметры моделей, описывающих взаимодействие нуклонов промежуточных энергий с ядрами.

Существующая в настоящее время база данных по сечениям деления ядер отсутствует для большинства ядер. Ядро  $^{238}\text{U}$  является эталонным для данной области исследований, сечение деления которого используется для относительных измерений [2–4], а при исследовании сложных ядерных реакций на сечение деления нормируются измеряемые сечения других процессов [5].

В данной статье проводится сравнение имеющихся экспериментальных сечений реакции деления  $^{238}\text{U}$  протонами с энергией 200–1000 МэВ и выявление причин расхождения результатов. При анализе экспериментальных результатов использовалась программа, созданная для определения эффективности регистрации осколков деления [6].

### ОБЗОР ЭКСПЕРИМЕНТОВ И МЕТОДОВ ИЗМЕРЕНИЙ

Попытки измерить абсолютное сечение деления  $^{238}\text{U}$  протонами промежуточных энергий осуществлялись различными группами авторов на протяжении более пятидесяти лет (см. табл. 1).

**Обзор экспериментов**

№	E <sub>p</sub> , МэВ	Сечение деления, мбарн	Метод измерения			Источ-ник
			N <sub>ядер</sub>	N <sub>протонов</sub>	N <sub>осколков</sub>	
1	200	1640 1340±50 1470 (1.47 барн) 1570±94	α-спектр. α-спектр. α-спектр. α-спектр.	<sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na ионизац. кам. <sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na <sup>12</sup> C(p,n+p) <sup>11</sup> C	радиохимия ионизац. кам. радиохимия стекло	[7] [8] [11] [25]
2	250	1580 (1.58 барн)	α-спектр.	<sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na	радиохимия	[11]
3	300	1680 1375±25 1460 (1.46 барн)	α-спектр. α-спектр. α-спектр.	<sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na ионизац. кам. <sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na	радиохимия ионизац. кам. радиохимия	[7] [8] [11]
4	340	1700 (1.7 барн) 1590 (1.59 барн)	α-спектр. α-спектр.	<sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na <sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na	радиохимия радиохимия	[7] [11]
5	340-350	2000 (2.0 барн)	α-спектр.	<sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na	радиохимия	[12]
6	350	1400±300	α-спектр.	фотоэмульсии	фотоэмульсии	[9]
7	390	1340±80	относит. станд.	<sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na	стекло	[3]
8	460	1200±300	α-спектр.	фотоэмульсии	фотоэмульсии	[9]
9	480	1270±80	относит. станд.	<sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na	стекло	[3]
10	590	1200±100 1060±140	относит. станд. α-спектр.	ионизац. кам. <sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na	стекло слюда	[2] [17]
11	600	1405±160 1204±133 1700±250 1120±170 2270±370	хим. анализ взвеш.+ оптич. метод хим. анализ взвешивание масс-сп.анализ	<sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na <sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na <sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na <sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na <sup>27</sup> Al(p,x) <sup>22</sup> Na	слюда стекло слюда ППД хим., γ, масс-сп.	[15] [16] [18] [21] [24]
12	660	1110±300 1040±75	α-спектр. относит. станд.	фотоэмульсии <sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na	фотоэмульсии стекло	[9] [3]
13	1000	620±70 1385±95 1530±230 1140±65 1474±72 1480±60 1530±130	относит. станд. хим. анализ хим. анализ α-спектр. α-спектр. α-спектр.	<sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na <sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na <sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na сцинтилляторы цилиндр Фарадея сцинтилляторы и <sup>27</sup> Al(p,3pn) <sup>24</sup> Na	стекло слюда слюда ППД стекло ППД	[4] [15] [18] [5] [20] [23]
			обратная кинематика	обратная кинематика	обратная кинематика	[27]

До последнего времени, значения энергии протонов в проведенных экспериментах имели значения 200, 250, 300, 340–350, 390, 460, 480, 590, 600, 660 и 1000 МэВ. Таким образом, можно заключить, что с особой тщательностью были проведены измерения в области от 200 до 660 МэВ и при энергии протонов 1000 МэВ. При этом значения сечений деления, измеренные разными группами авторов, имеют расхождения, выходящие за границы приведенных ошибок (рис. 1а).

Согласно определению, абсолютное сечение деления равно

$$\sigma = \frac{N_{fission}}{N_{nuclei} \cdot N_{projectile}},$$

где  $N_{projectile}$  – число частиц, бомбардирующих делящееся вещество в единицу времени;  $N_{nuclei}$  – число ядер делящегося вещества, приходящихся на единицу площади, перпендикулярной направлению потока бомбардирующих частиц;  $N_{fission}$  – число делений в единицу времени.

Таким образом, измерение абсолютного сечения деления состоит из следующих основных этапов:

- измерение числа ядер в мишени;
- измерение числа протонов, прошедших сквозь мишень;
- измерение числа делительных событий.

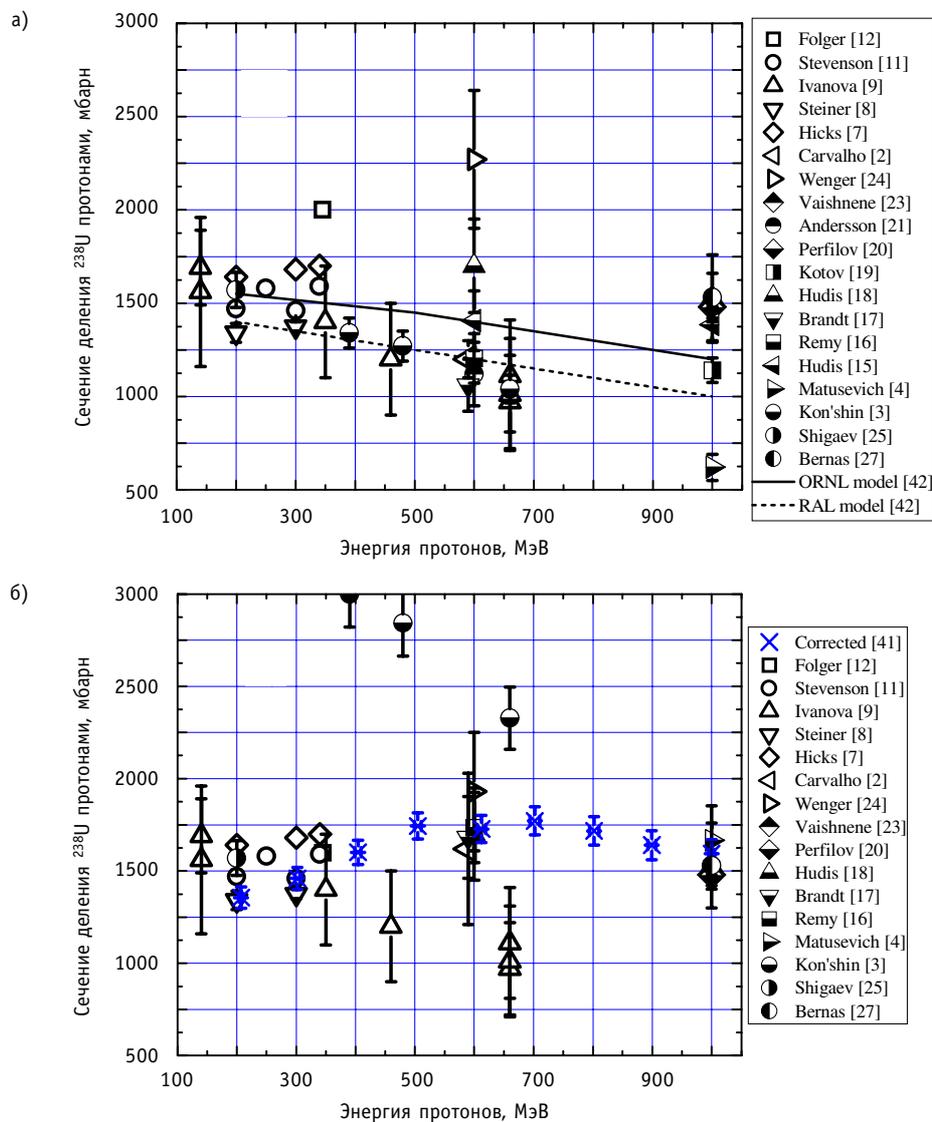


Рис. 1. Экспериментальные сечения деления  $^{238}\text{U}$  протонами промежуточных энергий: а) – без учета поправок на эффективность регистрации осколков деления; б) – с учетом поправок

С учетом такого разделения в табл. 1 приведены методы измерения сечения деления, используемые в различных экспериментах.

Методы, относящиеся к группе измерения числа ядер в мишени, за редким исключением, основаны на регистрации  $\alpha$ -частиц  $^{238}\text{U}$  [5, 7–9, 11, 12, 17, 20, 23]. В других случаях использовался метод взвешивания [16, 21], химический анализ [15, 18], масс-спектрометрический метод [18]. В работе, описанной в ссылке [16], наряду с взвешиванием, использовался также оптический метод. А в ряде случаев [2–4] для определения числа ядер в мишени привязывались к предполагаемому значению сечения деления при энергии протонов 280 МэВ, проводя таким образом относительные измерения сечений деления.

В экспериментах, приведенных в табл. 1, преимущественно использовались тонкие мишени, а число ядер определялось, как правило, с помощью альфа-спектрометрии. Данное обстоятельство не может привести к значительным расхождениям при

измерении абсолютного сечения деления разными группами авторов. Тем не менее, предполагается качественное изготовление мишеней, выбор соответствующих подложек, измерение  $\alpha$ -активностей мишеней с учетом геометрической эффективности, учет неравномерности толщины мишеней и возможного фона, что должно являться неотъемлемой особенностью любого эксперимента.

Число протонов, прошедших сквозь мишень, измерялось с помощью активационных методов, в основном, использовались значения реакции  $^{27}\text{Al}(p,3p)n)^{24}\text{Na}$  [3, 4, 7, 11, 12, 15–18, 21, 23], а также  $^{27}\text{Al}(p,x)^{22}\text{Na}$  [24]. Значительно реже использовались ионизационные камеры [2, 8], сцинтилляционные детекторы [5, 23] и цилиндр Фарадея [20]. Авторы работы [23] применяют смешанные методы регистрации протонов.

Методам регистрации делительных событий отводится особое место при исследовании процесса деления протонами промежуточных энергий. В силу того, что ядра с высокой энергией возбуждения могут иметь выходные каналы реакции, конкурирующие с каналами деления, разные методы регистрации осколков деления могут вносить неучтенную систематическую ошибку при измерении полного сечения деления. Ввиду такого обстоятельства, для измерения числа делительных событий применялись самые разнообразные методы регистрации осколков деления. В работах [7, 11, 12] описывается применение радиохимических методов. Полупроводниковые барьерные детекторы (ППД) также использовались в ряде работ [5, 21, 23], несмотря на их слабую устойчивость к флюенсу протонов. Ионизационные камеры и фотоэмульсии использовались однажды ([8] и [9] соответственно). В работе [24] представлены результаты использования комплекса методов, а именно, химического анализа, плазменной масс-спектрометрии и  $\gamma$ -спектроскопии. Отдельно стоит сказать о твердотельных трековых детекторах, используемых для определения числа делительных событий [2–4, 15–18, 20]. В частности, в качестве рабочего вещества детектора применялись как слюда [15, 17, 18], так и стекло [2–4, 16, 20].

### **ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ РЕГИСТРАЦИИ ОСКОЛКОВ ДЕЛЕНИЯ**

Для определения эффективности регистрации осколков деления использовалась программа на основе метода Монте-Карло [6]. Алгоритм работы программы показан на рис. 2. При расчете эффективности регистрации осколков деления в программе учитывается распределение осколков деления по массам, заряду и кинетической энергии, а также передача импульса ядру мишени налетающим протоном. Потери кинетической энергии осколками при прохождении материалов мишени и детекторов рассчитывались с помощью программы SRIM и формализма Бете-Линхарда [13, 14].

### **АНАЛИЗ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ**

Как видно из данных, представленных в табл. 1 и на рис. 1а, существующие измеренные сечения деления имеют значительные расхождения. Однако критический анализ имеющихся результатов с выявлением возможных систематических погрешностей может поправить данную картину.

Использование сечения реакции  $^{27}\text{Al}(p,3p)n)^{24}\text{Na}$  большинством авторов для мониторинга пучка протонов не дает оснований для наблюдаемых расхождений в значении сечения деления. Более того, эксперименты, проводимые в разные годы с использованием данной мониторинговой реакции, имеют хорошо согласующиеся результаты в пределах  $\sim 10\%$  [29–38]. В то же время, к примеру, максимальные расхождения в значениях сечений деления, имеющиеся для энергии протонов в районе 600 и 1000 МэВ, были получены авторами работ [3, 4] и [18], которые использовали одни и те же результаты измеренного значения сечения реакции  $^{27}\text{Al}(p,3p)n)^{24}\text{Na}$  [29].

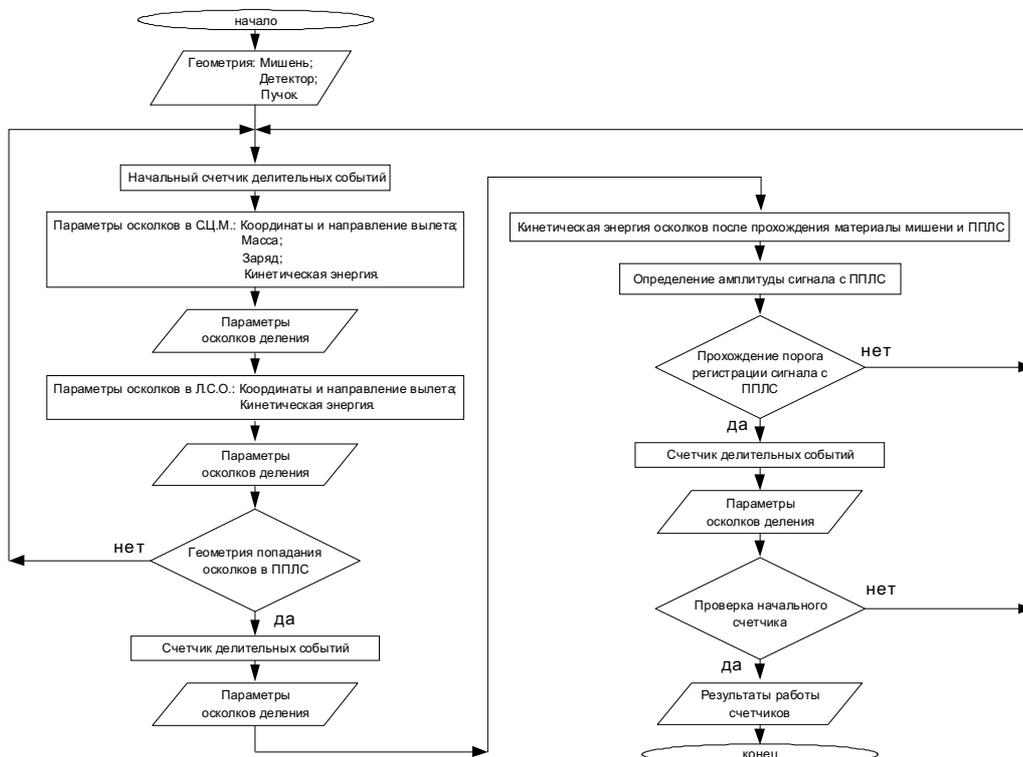


Рис. 2. Алгоритм программы определения эффективности регистрации осколков деления

Метод регистрации  $\alpha$ -частиц позволяет определить число ядер мишени с достаточной точностью и большинство авторов не указывают эффективности регистрации измерительной системы. Это не позволяет оценить систематические ошибки измерений.

С другой стороны, процесс взаимодействия ядер с протонами промежуточных энергий, включает в себя целый ряд конкурирующих выходных каналов реакции. Это приводит к сложностям при регистрации осколков деления, связанным с выделением осколков из продуктов реакции. Поэтому наиболее вероятной причиной расхождения экспериментальных данных является регистрация продуктов реакции одновременно с осколками деления.

Ниже рассмотрены возможные систематические ошибки, связанные, в основном, с эффективностью регистрации осколков деления. Для определения эффективности регистрации, где это было возможно, использовался метод Монте-Карло и геометрия систем регистрации осколков деления. Во внимание также принимались полученные из более поздних работ данные о порогах регистрации заряженных частиц в рабочих слоях детекторов [19].

В работе [12] рассмотрен радиохимический метод определения выходов продуктов деления. Отмечается, что значение сечения деления, равное 2 барн, было получено в результате интегрирования кривой массового распределения продуктов распада [12]. При этом измеренные выходы предполагаемых продуктов деления дают суммарное сечение образования порядка 0,5 барн, что составляет 25% полного сечения деления [12]. Однако, если для остальных продуктов деления принять интерполированные значения выходов, сечение деления составит величину 1,6 барн.

Другая неучтенная систематическая погрешность измерения сечения деления при определении парциальных сечений выходов продуктов деления связана, возможно,

с погрешностями в измерениях выходов большинства продуктов деления. Так, в работе [17] отмечается, что радиохимические методы дают верхнюю либо нижнюю границу сечения деления. В работах [7, 11], выпущенных в разные годы одними и теми же авторами, отмечается тенденция уменьшения сечения деления после пересмотра результатов эксперимента.

В [25] авторы использовали твердотельные детекторы из силикатного стекла. Эффективность регистрации такого детектора определяется критическим углом входа осколка деления не больше  $17^\circ$  к нормали поверхности [28], массой осколка не менее 30 а.е.м. и кинетической энергией не ниже 6 МэВ [20]. Одновременно с сечением деления определялась анизотропия разлета осколков деления. Размеры системы позволяли рассматривать мишень в качестве точечного источника, в результате чего систематическая ошибка, связанная с определением эффективности регистрации осколков деления, оказывается незначительной. Измерения [25] показали, что деление  $^{238}\text{U}$  протонами 200 МэВ изотропно в системе центра масс. При этом сечение деления составило  $(1570 \pm 94)$  мбарн. Подобная методика была использована при облучении мишени протонами с энергией 1000 МэВ [20]. Сечение деления  $^{238}\text{U}$  составило  $(1474 \pm 72)$  мбарн при изотропном разлете осколков деления в системе центра масс. Авторы отмечают, что преимущество использованной ими геометрии над геометрией «сэндвич», примененной в других работах [13–18], заключается в попадании осколков деления почти перпендикулярно к поверхности детектора. Такие осколки создают однородные по форме и размерам треки, которые легче идентифицировать.

Авторы [24], измеряющие выходы продуктов деления, получили значение полного сечения деления  $(2270 \pm 370)$  мбарн – в среднем вдвое превышающее значения сечения, полученные другими методами при энергии протонов 600 МэВ. Для определения выходов продуктов деления использовались методы масс-спектрометрии и  $\gamma$ -спектроскопии. Отсканированный с помощью  $\gamma$ -спектрометра профиль пучка имеет необычную кольцевую форму. При этом внешний диаметр кольца равен 4 мм, в то время как мишень представляла собой микросферу диаметром порядка 3 мм. Авторы отмечают возможную систематическую ошибку ( $<15\%$ ), связанную с данным эффектом. Учет этой ошибки дает поправленное сечение деления  $(1930 \pm 320)$  мбарн (рис. 16). Завышенное сечение деления также может быть объяснено возможным присутствием в пучке фоновых частиц.

Использование твердотельных детекторов из поликарбоната (makrofol) для регистрации осколков деления в работе [16], дало значение сечения деления  $(1204 \pm 133)$  мбарн при энергии налетающих протонов 600 МэВ. Авторы указывают на эффективность регистрации осколков деления 98%, достигнутую благодаря нанесению делящегося вещества на поверхность детектора путем испарения в вакууме (делящийся слой находился между двумя пластинами детектора). Непарные треки не принимались авторами за делительные события. В более поздних исследованиях [19] было выявлено, что эффективность регистрации осколков деления поликарбонатами зависит от угла падающего осколка к нормали поверхности детектора. Данное обстоятельство послужило основанием пересчитать эффективность регистрации, приведенную в работе [16], которая составила 68%. В результате внесенной поправки, сечение деления приняло значение  $(1735 \pm 190)$  мбарн (рис. 16).

При исследовании деления  $^{238}\text{U}$  протонами с энергией 600 МэВ и 1000 МэВ с помощью слюдяных детекторов, обладающих эффективностью регистрации осколков деления  $\sim 100\%$ , авторы [15] получили сечения деления, равные  $(1405 \pm 160)$  мбарн и  $(1385 \pm 95)$  мбарн соответственно. Однако, проведя дополнительные исследования характеристик регистрации осколков деления, авторы отмечают увеличение сечения

деления ((1700 ± 250) мбарн и (1530 ± 230) мбарн соответственно), из-за более низкого порога регистрации детектора [18]. Так, при повторном сканировании слюдяных поверхностей через микроскоп, в отличие от использования высокочувствительных фотографий, были обнаружены дополнительные парные треки от осколков деления. Отмечается также отличие этих треков от треков, регистрируемых в результате деления урана тепловыми нейтронами. Независимо от этого за делительные события принимались парные треки, проекции которых составляли не менее 4 мкм, а эффективность регистрации принималась равной 95 ÷ 99% [18].

Слюдяные детекторы использовались и в работе [17]. Авторами было получено сечение деления (1060 ± 140) мбарн при энергии налетающих протонов 590 МэВ. Делящийся слой наносился на подложку из алюминия толщиной 200 мкг/см<sup>2</sup>. Мишень помещалась между пластинами слюды. Детальное изучение эффективности регистрации слюдяных детекторов, используемых в работе [17], приведено в работе [22]. При делении урана тепловыми нейтронами (изотропное угловое распределение осколков деления) отмечается, что максимальное расстояние между точками вхождения осколков деления в детектор, обусловленное возможностью объектива используемого микроскопа, составляло 60 мкм, а расстояние между пластинами слюды было не более 8 мкм [22]. Данная геометрия позволяет регистрировать осколки деления, входящие под углом не более 82° к нормали к поверхности детектора. Такая геометрия была смоделирована с помощью программы определения эффективности регистрации осколков деления [6] (см. рис. 2). Полученная эффективность регистрации составила 75%.

В [17] поправки, связанные с эффективностью регистрации осколков деления принимались в пределах 5?25%. В отличие от [22], за делительные события принимались парные треки, если расстояние между точками входа осколков в детектор составляло не более 20 мкм, а пробеги осколков превышали 3 мкм. В этом случае максимальный угол регистрации составляет 75°, а рассчитанная эффективность регистрации осколков деления не превышает 63%. Учитывая такое отличие в эффективности регистрации осколков деления, вносимый на величину сечения деления <sup>238</sup>U протонами с энергией 590 МэВ поправочный коэффициент увеличивает полученное в работе [17] сечение до (1682 ± 222) мбарн.

В работе [2] измерение сечения деления ряда ядер (<sup>232</sup>Th, <sup>209</sup>Pb, <sup>184</sup>W и Ag) проводилось относительно сечения деления <sup>238</sup>U при энергии протонов (591 ± 3) МэВ. Значение сечения деления для <sup>238</sup>U было принято равным (1,2 ± 0,1) барн, а отношения сечений деления других ядер к сечению деления <sup>238</sup>U были получены с точностью в 1% [2]. Однако отношение полного сечения деления, полученного для <sup>209</sup>Pb в [18] к сечению деления из [2], равно 1,35 ± 0,32. Сечение деления для <sup>232</sup>Th было получено в [17] и составило (850 ± 150) мбарн, что в 1,16 ± 0,24 раз больше, чем сечение из [2], в то время как в [17] имеется неучтенная поправка на эффективность регистрации осколков деления (см. выше). Сечения деления для ядер <sup>184</sup>W и Ag на порядки ниже сечений рассмотренных ядер и имеют большие погрешности. Тем не менее сечения деления, полученные для этих ядер в работе [2], лежат ниже относительно данных, опубликованных другими авторами [17, 18]. Таким образом, для сечения деления <sup>238</sup>U из работы [2] разумно выбрать поправочный коэффициент, равный 1,35 ± 0,32, что даст значение сечения деления <sup>238</sup>U, равное (1,62 ± 0,41) барн.

В [21] сечение деления <sup>238</sup>U протонами с энергией 600 МэВ равно (1,12 ± 0,17) барн. Пара осколков деления регистрировалась двумя полупроводниковыми кремниевыми детекторами. Угол регистрации одного из осколков не изменялся и составлял 90° по отношению к направлению падающего пучка протонов. Выбор угла вылета второго осколка определялся с помощью расчета, описанного в [39]. Анализ

работы [21] позволяет заключить, что эффективность регистрации осколков деления составляет 8%. Данные, полученные авторами касательно угловых характеристик осколков деления, и оценки средних величин, характеризующих процесс деления (средняя энергия возбуждения, температура, массовое число и заряд делящегося ядра) представляют большой интерес. Однако систематическую ошибку измерения сечения деления при такой малой эффективности регистрации трудно оценить, и на рис. 16 обсуждаемая точка не приводится.

Результаты работ [3, 4] показывают энергетическую зависимость сечения деления  $^{238}\text{U}$  протонами с энергией 390, 480, 660 и 1000 МэВ. Сечение деления для этих энергий равны соответственно  $(1340 \pm 80)$  мбарн,  $(1270 \pm 80)$  мбарн,  $(1040 \pm 75)$  мбарн и  $(620 \pm 70)$  мбарн. Авторами отмечается монотонное уменьшение сечения деления при увеличении энергии протонов (см. рис. 1а). Такое поведение сечения деления отличается от результатов, полученных в остальных экспериментах, хотя не противоречит существующим на данный момент представлениям о механизме деления. В обеих работах в качестве детектора осколков деления авторы использовали фотостекло. Мишень из  $^{238}\text{U}$ , нанесенная на подложку из алюминия, помещалась между стеклами. Эффективность регистрации осколков деления в [3] принималась равной ~30% при углах погружения осколков деления в детектор  $25\text{--}30^\circ$  к нормали. В [4] эффективность регистрации осколков деления определялась с помощью  $^{240}\text{Pu}$ -стандарта и составляла  $(36 \pm 1,5)\%$ . Авторами предполагалось, что передача параллельного импульса протоном делящемуся ядру незначительна, т.к. каскадное выбивание нуклонов из ядра происходит преимущественно в направлении налетающего протона. Число делительных событий ( $M$ ) принималось равным среднему значению между числом осколков, зарегистрированных в направлении пучка ( $N_B$ ) протонов и числом осколков ( $N_H$ ), зарегистрированных в противоположной полусфере [3].

Для определения эффективности регистрации осколков деления для детекторов, использованных в работах [3, 4], были проведены расчеты с помощью метода Монте-Карло. При критическом угле регистрации осколка, равном  $30^\circ$  к нормали к поверхности детектора, эффективность регистрации составляет 13,4%, а не 30 и 36%, как показывают авторы. В результате сделанных поправок, сечения деления для энергий 390, 480, 660 и 1000 МэВ составили  $(3000 \pm 180)$  мбарн,  $(2843 \pm 180)$  мбарн,  $(2328 \pm 168)$  мбарн и  $(1665 \pm 188)$  мбарн соответственно (рис. 1б). Таким образом, сделанные поправки не повлияли на энергетическую зависимость сечения деления. Однако сечение деления  $^{238}\text{U}$  протонами с энергией 1000 МэВ совпало в пределах погрешности с величиной, полученной другими авторам.

В отличие от других экспериментов, измерения, описанные в работе [3], проводились на внутреннем пучке фазотрона ОИЯИ в г. Дубне. Пучок предназначен для радиохимических исследований в диапазоне энергий от 70 до 660 МэВ. Положение мишени в вакуумной камере фазотрона определялось энергией протонов в витке на определенном расстоянии от центра спирали ускорения протонов. Результаты измерений приводятся относительно сечения деления  $^{238}\text{U}$  протонами с энергией 280 МэВ. При этом не проводилось оценок зависимости фона частиц от положения мишени. Если вероятность деления фоновыми частицами соизмерима с вероятностью деления протонами пучка и уменьшается с увеличением расстояния от центра ускорения, то измеренное сечение деления будет убывать с увеличением энергии, что и показали авторы работы [3]. Таким образом, оценка фона внутри вакуумной камеры ускорителя может в значительной степени повлиять на энергетическую зависимость сечения деления, полученного в работе [3].

Изучение деления природного урана протонами с энергией 140, 350, 460 и 660 МэВ проводилось в работе [9]. Перечисленные энергии получались на синхротронно-

не торможением протонов с энергией 660 МэВ в медных и парафиновых фильтрах. В работе ничего не говорится о возможном фоне нейтронов. Осколки деления регистрировались при помощи метода толстослойных фотоэмульсий. Для измерения сечений деления при разных энергиях протонов использовались эмульсии разной чувствительности. Поток на малочувствительных эмульсиях определялся путем подсчета первичных протонов на фотопластинке релятивистской чувствительности, поставленной после облучения малочувствительной эмульсии на то же самое место, при экспозиции в определенное число раз меньше, чем для эмульсии малочувствительной. Контроль экспозиции облучения той и другой эмульсии проводился при помощи ионизационной камеры, поставленной непосредственно перед фотопластинками и регистрирующей по числу импульсов общий поток протонов, падающий на всю площадь камеры. Оценка просчетов ионизационной камеры при переходе к высокой интенсивности, к сожалению, не указывается. Уран вводился в фотослой путем купания в водном растворе соли  $\text{NaUO}_2(\text{C}_2\text{H}_3\text{O}_2)_3$ . Число ядер в мишени определялось, исходя из числа альфа-частиц, зарегистрированных в том же объеме фотоэмульсии, в котором подсчитывалось число осколков деления. Из-за малой статистики делительных событий ( $< 57$ ) и возможных систематических ошибок, связанных с подсчетом протонов в ионизационной камере и фона нейтронов в пучке при использовании медных и парафиновых фильтров, трудно судить об энергетической зависимости сечения деления.

Сечение деления  $^{238}\text{U}$  протонами с энергией 1000 МэВ было измерено авторами работы [40] ( $1385 \pm 140$  мбарн). Позднее была опубликована статья [5], в которой авторы вносят поправки в ранее опубликованные результаты и отмечают более низкое сечение, равное ( $1140 \pm 65$ ) мбарн. В следующей работе авторов [23] сечение деления было перемерено и оказалось равным ( $1480 \pm 60$ ) мбарн. В обоих измерениях использовались полупроводниковые кремниевые детекторы для регистрации осколков деления, что дает основание считать более весомыми результаты работы [23].

Работы [26, 27] по исследованию взаимодействия ядер  $^{238}\text{U}$ , энергия которых составляла 1 ГэВ на нуклон, с протонами, выступающими в роли мишени, были проведены недавно. Сечение деления, полученное авторами в так называемой обратной кинематике, составило ( $1,53 \pm 13$ ) барн. Число делений определялось путем выделения осколков деления из продуктов реакций.

Измерения энергетической зависимости сечения деления  $^{238}\text{U}$  протонами с энергией от 200 до 1000 МэВ с шагом 100 МэВ были проведены на синхротроне в ПИЯФ РАН г. Гатчине в 2003 г. [41]. В качестве детекторов осколков деления использовались плоско-параллельные лавинные счетчики с телесным углом регистрации 10 срад., регистрирующие пару осколков деления и работающие в схеме совпадений. Число протонов измерялось с помощью сцинтилляторов с эффективностью регистрации от 92 до 98%. Мишень представляла собой тонкий слой  $\text{UF}_4$  толщиной порядка  $150 \text{ мкг/см}^2$ , нанесенный на подложку толщиной порядка  $160 \text{ мкг/см}^2$ . Предварительные результаты исследований представлены в работе [41]. На рис. 16 («Corrected [41]») приводятся результаты этих измерений с учетом поправок на эффективность регистрации осколков деления.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведен анализ экспериментального сечения деления  $^{238}\text{U}$  протонами с энергией от 200 до 1000 МэВ.

В результате критического рассмотрения экспериментальных данных с внесением систематических поправок получен рис. 16. При внесении поправок были иссле-

дованы эффективности регистрации осколков деления, приводимые авторами работ с расчетными значениями по программе, представленной в [6].

Рассмотрение результатов, полученных в разных экспериментах, позволяет судить о более устойчивом сечении, полученном при регистрации осколков деления ионизационными методами, в отличие от использования твердотельных детекторов.

В результате анализа литературы было уточнено сечение деления  $^{238}\text{U}$  протонами с энергией 1000 МэВ, которое составило порядка 1,6 барна.

Несмотря на поправки в эффективности регистрации осколков деления, остаются неясности в отличии энергетической зависимости сечения, полученного в работах [3, 9] от других работ в диапазоне энергий протонов от 200 до 660 МэВ.

В [41] сечение деления получено во всем рассматриваемом энергетическом диапазоне. Как видно из рис. 16, сечение деления  $^{238}\text{U}$  монотонно увеличивается от 1,4 до 1,8 барна в интервале энергий протонов от 200 до 700 МэВ и монотонно уменьшается до сечения деления 1,6 барн при дальнейшем увеличении энергии протонов до 1000 МэВ.

### Литература

1. *Jungerman J.* Fission Excitation Functions for Charged Particles // *Phys. Rev.* – 1950. – V. 79. – P. 632-640.
2. *Carvalho H.G. de, Potenza G., Rinzivillo R., et al.* Experimental Results on the Nuclear Fission Produced by 600 MeV Protons // *Nuovo Cimento.* – 1963. – V. XXV. – № 4. – P. 880-889.
3. *Коньшин В.А., Матусевич Е.С., Регушевский В.И.* Сечения деления  $^{181}\text{Ta}$ ,  $\text{Re}$ ,  $\text{Pt}$ ,  $^{197}\text{Au}$ ,  $\text{Pb}$ ,  $^{209}\text{Bi}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$  протонами с энергией 150 – 660 МэВ // *Ядерная физика.* – 1965. – Т. 2. – Вып. 4. – С. 682-686.
4. *Матусевич Е.С., Регушевский В.И.* Сечения деления  $^{209}\text{Bi}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  протонами с энергией 1 – 9 ГэВ // *Ядерная физика.* – 1968. – Т. 7. – Вып. 6. – С. 1187-1189.
5. *Андроненко Л.Н., Вайшнине Л.А., Горшков Б.Л. и др.* Измерение полного сечения деления ядер  $^{238}\text{U}$  протонами с энергией  $E_p = 1$  ГэВ // *Ядерная физика.* – 1976. – Т. 24. – Вып. 3. – С. 671-672.
6. *Дорошенко А.Ю., Кетлеров В.В.* Эффективность регистрации осколков деления  $^{238}\text{U}$  протонами промежуточных энергий сборкой из двух плоскопараллельных лавинных счетчиков // *Препринт ФЭИ.* – Обнинск: ГИЦ РФ-ФЭИ (готовится к публикации).
7. *Hicks H.G., Gilbert R.S.* Radiochemical Studies of the High-Energy Fission Process // *Phys. Rev.* – 1955. – V. – 100. – P. 1286-1293.
8. *Steiner H.M., Jungerman J.A.* Proton-Induced Fission Cross Sections for  $^{238}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{209}\text{Bi}$ , and  $^{197}\text{Au}$  at 100 to 340 MeV // *Phys. Rev.* – 1956. – V. 101. – P. 807-813.
9. *Иванова Н.С.* Сечение деления урана протонами высоких энергий (от 140 до 660 МэВ) // *ЖЭТФ.* – 1956. – Т. 31. – Вып. 3(9). – С. 413-415.
10. *Иванова Н.С., Пьянов И.И.* Деление ядер урана протонами высоких энергий // *ЖЭТФ.* – 1956. – Т. 31. – Вып. 3(9). – С. 416-423.
11. *Stevenson P.S., Hicks H.G., Nervik W.E., Nethaway D.R.* Further Radiochemical Studies of the High-Energy Fission Products // *Phys. Rev.* – 1958. – V. 111. – P. 886-891.
12. *Folger R.L., Stevenson P.C., Seaborg G.T.* High-Energy Proton Spallation-Fission of Uranium // *Phys. Rev.* – 1955. – V. 98. – P. 107-120.
13. *Ziegler J.F., Biersack J.P., Littmark U.* The Stopping and Ranges of Ions in Solids. – New York: Pergamon Press, 1985.
14. *Рыков В.А.* Равновесные и неравновесные потери энергии осколков деления в тонких пленках // *Препринт ФЭТ-2612.* – Обнинск: ГИЦ РФ-ФЭИ, 1997.
15. *Hudis J., Katcoff S.* High-Energy-Proton Fission Cross Sections of U, Bi, Au, and Ag Measured with Mica Track Detectors // *Phys. Rev.* – 1969. – V. 180. – P. 1122-1130.
16. *Remy G., Ralarosy J., Stein R. et al.* Cross Sections for Binary and Ternary Fission Induced by High-Energy Protons in Uranium and Lead // *Nuclear Physics A.* – 1971. – V. 163. – P. 583-591.

17. *Brandt R., Carbonara F., Cieslak E. et al.* The Study of Nuclear Fission Induced by High-Energy Protons//Revue de physique appliqué. – 1972. – V. 7. – P. 243-251.
18. *Hudis J., Katcoff S.* Interaction of 0.6 – 300 GeV protons with U, Bi, Au, and Ag; mica track detector study//Phys. Rev. C. – 1975. – V. 13. – №5. – P. 1961-1965.
19. *Chekirine M., Ammi H.* On the Use of Makrofol KG to Study Fission Fragment angular distributions//Nucl. Instr. and Meth. in Phys. Res. A. – 1999. – V. 433. – P. 614-618.
20. *Бочагов Б.А., Быченков В.С., Дмитриев В.Д. и др.* Определение сечений деления  $^{238}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{209}\text{Bi}$ ,  $^{208-206}\text{Pb}$ ,  $^{197}\text{Au}$ ,  $^{181}\text{Ta}$  Yb и Sm протонами с энергией 1 ГэВ//Ядерная физика. – 1978. – Т. 28. – Вып. 2. – С. 572-575.
21. *Andersson G., Areskoug M., Gustafsson H.-A. et al.* Medium Energy Proton Induced Fission in Tb, La and Ag//Z. Physik A. – 1979. – V. 293. – P. 241-251.
22. *Cieslak E., Piekarz J., Zakrzewski J. et al.* Observation of Fission Events in Mica Sandwiches//Nucl. Instr. and Meth. – 1966. – V. 39. – P. 224-231.
23. *Vaishnene L.A., Andronenko L.N., Kovshevny G.G. et al.* Fission Cross Sections of Medium-Weight and Heavy Nuclei Induced by 1 GeV Protons//Zeitschrift fur Physik A – Atoms and Nuclei. – 1981. – V. 302. – P. 143-148.
24. *Wenger H.U., Botta F., Chawla R. et al.* A High-Fluence 0.6 GeV Proton Irradiation Experiment with Thin Uranium and Thorium Targets//Annals of Nuclear Energy. – 1999. – V 26. – P. 141-148.
25. *Быченков В.С., Ломанов М.Ф., Обухов А.И. и др.* Сечение и величина угловой анизотропии деления ядер при облучении  $^{238}\text{U}$ ,  $^{209}\text{Bi}$ ,  $^{208-206}\text{Pb}$  и  $^{197}\text{Au}$  протонами с энергией в интервале 70 – 200 МэВ//Ядерная физика. – 1973. – Т. 17. – Вып. 5. – С. 947-949.
26. *Taieb J., Schmidt K.-H., Tassan-Got L. et al.* Evaporation residues produced in the spallation reaction  $^{238}\text{U} + p$  at 1 A GeV//Nucl. Phys. A. – 2003. – V. 724. – P. 413-430.
27. *Bernas M., Armbruster P., Benlliure J. et al.* Fission-residues produced in the spallation reaction  $^{238}\text{U} + p$  at 1 A GeV//Nucl. Phys. A. – 2003. – V. 725. – P. 213-253.
28. *Fleischer R.L., Price P.B., Walker R.M., Hubbard E.L.* Track Registration in Various Solid-State Nuclear Track Detectors//Phys. Rev. – 1964. – V. 133. – №5A. – P. 1443-1450.
29. *Cumming J.B.* Monitor Reactions for High Energy Proton Beams//Ann. Rev. Nucl. Sci. – 1963. – V. 13. – P. 261-270.
30. *Michel R., Dragovitsch P., Englert P., Peiffer F. et al.* On the depth dependence of spallation reactions in a spherical thick diorite target homogeneously irradiated by 600 MeV protons : Simulation of production of cosmogenic nuclides in small meteorites//Nucl. Instr. and Meth. in Phys. Res. B. – 1986. – V. 16. – P. 61-82.
31. *Michel R., Gloris M., Lange H.-J. et al.* Nuclide production by proton-induced reactions on elements ( $6 \leq Z \leq 29$ ) in the energy range from 800 to 2600 MeV//Nucl. Instr. and Meth. in Phys. Res. B. – 1995. – V. 103. – P. 183-222.
32. *Yule H.P., Turkevich A.* Radiochemical Studies of the (p, pn) Reaction in Complex Nuclei in the 80-450-Mev Range//Phys. Rev. – 1960. – V. 118. – P. 1591-1598.
33. *Schiekel Th., Sudbrock F., Herpers U. et al.* Nuclide production by proton-induced reactions on elements ( $6 \leq Z \leq 29$ ) in the energy range from 200 MeV to 400 MeV//Nucl. Instr. and Meth. in Phys. Res. B. – 1996. – V. 114. – P. 91-119.
34. *Friedlander G., Hudis J., Wolfgang R. L.* Disintegration of Aluminum by Protons in the Energy Range 0.4 to 3.0 BeV//Phys. Rev. – 1955. – V. 99. – P. 263-268.
35. *Taddeucci T.N., Ullmann J., Rybarcyk L.J. et al.* Total cross sections for production of  $^7\text{Be}$ ,  $^{22}\text{Na}$ , and  $^{24}\text{Na}$  in  $p+^7\text{Li}$  and  $p+^{27}\text{Al}$  reactions at 495 and 795 MeV//Phys. Rev. C. – 1997. – V. 55. – P. 155-1554.
36. *Vastupal Parikh* Cross-sections for  $\text{Al}^{27}(p, 3pn)\text{Na}^{24}$ ,  $\text{Al}^{27}(p, 5p5n)\text{F}^{18}$  and  $\text{C}^{12}(p, 3p3n)\text{Be}^7$  relative to  $\text{C}^{12}(p, pn)\text{C}^{11}$ //Nucl. Phys. – 1960. – V. 18. – P. 638-645.
37. *Goebel K., Harting D., Kluver J.C. et al.* The  $\text{C}^{12}(p, pn)\text{C}^{11}$  and  $\text{Al}^{27}(p, 3pn)\text{Na}^{24}$  cross-sections at 591 MeV//Nucl. Phys. – 1961. – V. 24. – P. 28-35.
38. *Hiks H.G., Stevenson P.C., Nervik W.E.* Reaction  $\text{Al}^{27}(p, 3pn)\text{Na}^{24}$ //Phys. Rev. – 1956. – V. 102. – P. 1390-1392.
39. *Andersson G., Areskoug M., Gustafsson H. et al.* Analysis of Angular Correlations Between Complementary Fission Products//Nucl. Instr. and Meth. – 1979. – V. 163. – P. 165-175.

40. Котов А.А., Семенчук Г.Г., Андроненко Л.Н. и др. Угловые корреляции парных осколков при делении ядер протонами с энергией  $E_p = 1$  ГэВ//Ядерная физика. – 1974. – Т. 19. – Вып. 4. – С. 756-760.

41. Котов А.А., Гавриков Ю.А., Дорошенко А.Ю. и др. Экспериментальное исследование энергетической зависимости полных сечений деления ядер  $^{238}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{209}\text{Bi}$ ,  $^{208}\text{Pb}$  протонами в интервале энергии 200-1000 МэВ//Известия РАН. Серия физическая. – 2003. – Т. 67. – № 11. – С. 1628-1631.

42. Armstrong T.W., Cloth P., Filges D., Neef R.D. An Investigation of fission models for high-energy radiation transport calculations: KFA Report JUEL-1859, 1983.

Поступила в редакцию 19.08.2005

## ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПЕРЕМЕШИВАНИЯ ПОТОКОВ С РАЗЛИЧНОЙ КОНЦЕНТРАЦИЕЙ БОРА КОДОМ REMIX

**В.И. Мелихов, О.И. Мелихов, А.В. Петросян, С.Е. Якуш**

*ФГУП «Электрогорский научно-исследовательский центр по безопасности атомных электростанций», г. Электрогорск*



В данной работе излагается описание трехмерного гидродинамического кода REMIX (REactor MIXing), разработанного в Электрогорском научно-исследовательском центре по безопасности атомных электростанций для расчета перемешивания теплоносителя с различной концентрацией борной кислоты в проточном тракте реактора ВВЭР-1000. В коде REMIX применяется усовершенствованная численная методика, позволяющая уменьшить искажающее влияние численной диффузии.

Кодом REMIX выполнены тестовые расчеты для задачи о течении жидкости в трубе и за уступом. Получено хорошее совпадение с соответствующими аналитическими решениями и экспериментальными данными. Показано, что усовершенствование численной методики в коде REMIX позволило улучшить качество моделирования.

С использованием программного комплекса REMIX проведены расчеты течения теплоносителя и распространения пробки неборированной воды в проточном тракте реактора ВВЭР-1000. Получено, что максимальное относительное уменьшение средней концентрации бора по сравнению с нормальным уровнем составляет 31%. В отдельных точках на входе в активную зону относительное уменьшение концентрации достигает 38%.

### ВВЕДЕНИЕ

В водо-водяных реакторах под давлением (ВВЭР/PWR) борная кислота  $H_3BO_3$  используется в качестве средства для мягкого регулирования мощности и обеспечения необходимой подкритичности в остановленном реакторе, при перегрузке топлива или других операциях [1]. Так, например, при выводе реактора в критическое состояние концентрация борной кислоты постепенно снижается путем отвода части борированной воды из первого контура и подпиткой чистой воды в холодную нитку. На практике при расчете процессов разбавления борной кислоты предполагается мгновенное, однородное перемешивание между борированной и чистой подпиточной водой во всем реакторном контуре, в том числе и в активной зоне реактора. Однако возможны ситуации с неоднородным перемешиванием или даже с отсутствием перемешивания, при этом образующийся объем чистой или слабоборированной воды может достигнуть активной зоны и вызвать неконтролируемый рост реактивности, грозящий серьезным разрушением тепловыделяющих сборок и выходом активности в

первый контур реактора. Изучение путей возникновения аварийных ситуаций такого типа, особенностей движения объемов неборированного теплоносителя в проточном тракте реактора, оценка последствий такого инцидента весьма актуальны и являются составной частью общей задачи обеспечения безопасности атомных станций.

Экспериментальное и теоретическое изучение разбавления бора активно ведется в ряде стран, включая США, Германию, Францию, Финляндию, Швецию [2 – 6]. Многочисленные эксперименты и расчеты показали, что основной вклад в смешение вносятся плохо обтекаемые элементы реактора. Это свидетельствует о том, что характеристики перемешивания существенным образом зависят от особенностей геометрии проточного тракта, что ограничивает общность получаемых результатов заданной экспериментальной установкой (геометрией конкретного реактора). Общепринятая методология исследований состоит в проведении верификации расчетных кодов на экспериментальных данных, полученных на масштабных гидродинамических моделях данного типа реактора, и последующем применении верифицированных кодов для анализа процессов перемешивания теплоносителя с различной концентрацией бора в проточном тракте реактора.

В России экспериментальные исследования разбавления бора в проточном тракте реактора ВВЭР-1000 проводятся в ОКБ «Гидропресс» на модели, имеющей масштаб 1:5 [7]. Экспериментальная установка представляет собой замкнутый контур, включающий циркуляционный насос, модель реактора и модельную петлю. На установке были выполнены эксперименты по моделированию перемешивания чистого конденсата и борированного теплоносителя на входе в активную зону.

В [8] предложена нестационарная одномерная модель для расчета изменения концентрации борной кислоты в воде холодной нитки ГЦТ при ее разбавлении чистой водой до входа в активную зону. Затем эта модель была обобщена на трехмерный случай и проведен расчет перемешивания сосредоточенной массы чистой воды с борированной при прохождении через реактор ВВЭР-1000 [9]. Несмотря на перспективность предложенного подхода, модель не получила дальнейшего развития и применения.

Разработанный в ОКБ «Гидропресс» программный комплекс ТРАП-97 использует точечную модель нейтронной кинетики и одномерную модель расчета параметров теплоносителя в камерах реактора. Для учета пространственного распределения параметров теплоносителя в корпусе реактора и деформации поля тепловыделений в активной зоне были разработаны два специализированных модуля – КАМЕРА и МА3-3 [10]. Модуль КАМЕРА предназначен для моделирования процессов перемешивания теплоносителя в напорной камере реактора, модуль МА3-3 – для расчета параметров теплоносителя и топлива в активной зоне с использованием трехмерной модели нейтронной кинетики. Процессы межпетлевого перемешивания описываются с помощью введения коэффициентов турбулентной диффузии/температуропроводности, определяемых на основе экспериментальных данных [11]. С помощью модернизированного комплекса ТРАП-97 были проведены расчеты некоторых реактивных аварий, выполнено сопоставление результатов расчета с использованием точечной и пространственной моделей кинетики и показано, что код может использоваться для консервативного анализа.

Применение коммерческой программы STAR-CD для расчета трехмерных полей температур и скоростей в областях, моделирующих нижнюю и сборную камеры реактора ВВЭР в области входного и выходного патрубков, представлено в [12]. Моделировался стационарный режим нормальной эксплуатации и нестационарные режимы подачи в патрубки холодной воды. Рассматривались как чисто гидродинамические, так и сопряженные задачи, в которых температурные поля в твердых элементах

конструкции определялись из уравнений теплопроводности с условиями сопряжения на границах с теплоносителем. В результате решения получены температурные поля и поля скоростей в расчетных объемах, тепловые потоки и коэффициенты теплоотдачи на стенках. Сделаны выводы о необходимости продолжения работ по применению программы STAR-CD для определения температур, скоростей и характеристик теплоотдачи в стационарных и нестационарных режимах.

В Физико-энергетическом институте (г. Обнинск) разрабатывается код PORT3D, предназначенный для расчета трехмерных полей скорости, давления и температуры в контурах и элементах реакторной установки [13]. В коде реализована «объектная модель анизотропного пористого тела», учитывающая специфические параметры наиболее типичных структур проточных трактов реакторных установок. Одним из возможных применений кода PORT3D является моделирование процессов перемешивания теплоносителя с различной концентрацией борной кислоты в проточном тракте реактора.

В [14] предложена методология моделирования переноса сосредоточенных масс теплоносителя с возмущенными значениями температуры и/или концентрации бора в реакторе типа ВВЭР, основанная на трехмерных уравнениях сохранения массы, импульса, энергии и концентрации бора с привлечением модели крупномасштабной турбулентности. Особенностью применяемого подхода является использование неструктурированной расчетной сетки при конечно-разностной аппроксимации уравнений, что позволяет рассматривать гидродинамические процессы в областях со сложной геометрией. С помощью предложенного подхода рассмотрены модельные задачи переноса возмущений концентрации бора и температуры теплоносителя на входном патрубке ВВЭР-640. Отмечено, что необходима верификация кода на экспериментальных данных и дальнейший анализ его возможностей.

В Электрогорском научно-исследовательском центре по безопасности атомных электростанций был разработан программный комплекс BOR3D для расчета нестационарных течений в проточном тракте реактора, который использовался для анализа эксперимента на стенде ОКБ «Гидропресс» по перемешиванию потоков при аварии с внезапным запуском главного циркуляционного насоса [15].

В данной работе излагается описание трехмерного гидродинамического кода REMIX (REactor MIXing), являющегося дальнейшим развитием кода BOR3D. Основное отличие кода REMIX от BOR3D состоит в применении усовершенствованной численной методики, позволяющей уменьшить искажающее влияние численной диффузии. Представлены результаты тестирования кода REMIX, а также приведен пример расчета перемешивания в реакторе ВВЭР-1000.

### **МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ КОДА REMIX**

Код REMIX позволяет моделировать нестационарные пространственные течения теплоносителя, содержащего в качестве поглотителя нейтронов растворенную борную кислоту, в проточном тракте реактора ВВЭР-1000 на участке от входных патрубков петель до выхода из активной зоны. Математическая модель кода REMIX основана на трехмерных нестационарных уравнениях движения вязкой несжимаемой жидкости с учетом действия сил плавучести в приближении Буссинеска.

Для описания областей, содержащих мелкомасштабные элементы конструкции, которые не могут быть разрешены на используемых расчетных сетках (для реактора ВВЭР-1000 это перфорированное эллиптическое днище, нижняя камера и собственно активная зона) использован континуальный подход механики многофазных сред, основанный на введении средней доли объема, занятой жидкостью [16]. Фактически, при этом мелкомасштабные элементы конструкции рассматриваются как некото-

рая эквивалентная пористая среда, занимающая часть объема и оказывающая сопротивление течению теплоносителя. Эта среда, в общем случае, является анизотропной, т.е. сила сопротивления потоку за счет трения об элементы конструкции зависит от направления течения.

### Определяющие уравнения

Система определяющих уравнений, используемых в модели REMIX, имеет следующий вид:

$$\nabla(\alpha\vec{U})=0, \quad (1)$$

$$\frac{\partial\alpha\vec{U}}{\partial t}+\nabla(\alpha\vec{U}\vec{U})=-\frac{\alpha}{\rho}\nabla P+\nabla(\alpha\nu\nabla\vec{U})-\alpha\frac{C_d}{2}|\vec{U}|\vec{U}+\beta\theta\vec{g}, \quad (2)$$

$$\frac{\partial\alpha\theta}{\partial t}+\nabla(\alpha\theta\vec{U})=\nabla(\alpha\kappa\nabla\theta), \quad (3)$$

$$\frac{\partial\alpha C}{\partial t}+\nabla(\alpha\vec{U}C)=\nabla(\alpha D\nabla C), \quad (4)$$

где  $\vec{U}$  – скорость,  $\alpha$  – доля объема, занятого теплоносителем (эквивалентная пористость среды),  $P$  – давление,  $\rho$  – плотность жидкости,  $\beta$  – коэффициент объемного расширения жидкости,  $\theta = T - T_0$  – избыточная температура ( $T$  – локальная температура,  $T_0$  – начальная температура жидкости),  $\vec{g}$  – ускорение свободного падения,  $C$  – концентрация борной кислоты.

В уравнения (1)–(4) входят эффективные коэффициенты кинематической вязкости  $\nu = \nu_l + \nu_t$ , температуропроводности  $\kappa = \kappa_l + \kappa_t$  и диффузии  $D = D_l + D_t$ , являющиеся суммой соответствующих ламинарных и турбулентных коэффициентов. Для определения турбулентных коэффициентов переноса используется двухпараметрическая  $k$ - $\epsilon$  модель турбулентности. Эта модель относится к дифференциальному типу, а основными входящими в нее величинами служат кинетическая энергия турбулентности  $k$  и скорость ее диссипации  $\epsilon$ . Для каждой из указанных величин решается уравнение сохранения с соответствующими источниковыми членами, описывающими скорость генерации турбулентной энергии на градиентах средней скорости и скорость ее объемной диссипации:

$$\frac{\partial\alpha k}{\partial t}+\nabla(\alpha k\vec{U})=\nabla\left(\frac{\alpha\nu}{\sigma_k}\nabla k\right)+\alpha(G-\epsilon), \quad (5)$$

$$\frac{\partial\alpha\epsilon}{\partial t}+\nabla(\alpha\epsilon\vec{U})=\nabla\left(\frac{\alpha\nu}{\sigma_\epsilon}\nabla\epsilon\right)+\frac{\alpha k}{\epsilon}(C_1G-C_2\epsilon), \quad (6)$$

где  $G$  – скорость генерации турбулентной энергии, выражаемая через характеристики осредненного течения как

$$G=2\nu_t\left[\left(\frac{\partial u}{\partial x}\right)^2+\left(\frac{\partial v}{\partial y}\right)^2+\left(\frac{\partial w}{\partial z}\right)^2\right]+\nu_t\left[\left(\frac{\partial u}{\partial y}+\frac{\partial v}{\partial x}\right)^2+\left(\frac{\partial u}{\partial z}+\frac{\partial w}{\partial x}\right)^2+\left(\frac{\partial v}{\partial z}+\frac{\partial w}{\partial y}\right)^2\right]-\nu_t g\beta\frac{\partial\theta}{\partial z}. \quad (7)$$

Последний член в правой части выражения для скорости генерации (7) описывает влияние вертикального градиента плотности на генерацию турбулентной энергии: силы плавучести способствуют генерации турбулентной энергии в тех областях, где температурная стратификация среды неустойчива (более холодная и тяжелая жидкость находится над более горячей и легкой, так что вертикальный градиент избыточной температуры отрицателен) и препятствуют генерации турбулентности в устойчиво стратифицированных областях жидкости (вертикальный градиент температуры положителен).

Коэффициент турбулентной кинематической вязкости  $\nu_t$  выражается через кинетическую энергию турбулентности  $k$  и скорость ее диссипации  $\varepsilon$  как

$$\nu_t = C_\mu \frac{k^2}{\varepsilon}. \quad (8)$$

Использовался стандартный набор констант, входящих в уравнения  $k$ - $\varepsilon$  модели турбулентности:  $C_\mu = 0,09$ ;  $C_1 = 1,44$ ;  $C_2 = 1,93$ ;  $\sigma_k = 1,0$ ;  $\sigma_\varepsilon = 1,3$ . Турбулентные коэффициенты температуропроводности и диффузии связаны с коэффициентом турбулентной вязкости через числа Прандтля  $Pr$  и Шмидта  $Sc$ :

$$\kappa_t = \frac{\nu_t}{Pr}, \quad D_t = \frac{\nu_t}{Sc}. \quad (9)$$

В расчетах числа Прандтля и Шмидта полагались равными 0,71, что справедливо для развитых турбулентных течений.

Для описания трения потока об элементы конструкции, которые не могут быть разрешены на расчетной сетке, в уравнение импульса (2) введен квадратичный по скорости источниковый член. Коэффициент  $C_d$  описывает силу сопротивления; в анизотропной среде значения коэффициента сопротивления по каждому координатному направлению  $C_{d,x}$ ,  $C_{d,y}$ ,  $C_{d,z}$  могут быть разными. Для задания численных значений коэффициентов сопротивления используются данные по гидравлическим сопротивлениям  $\zeta$  соответствующих элементов конструкции.

В использованной модели влияние элементов конструкции, рассматриваемых как пористая среда, на турбулентность течения не учитывалось. Чтобы учесть такое влияние, необходимо принять во внимание возникновение погранслоев на препятствиях, отрывных зон, изменение масштаба турбулентности при прохождении отверстий и т.д. В настоящее время общепринятые подходы к учету такого взаимодействия в рамках  $k$ - $\varepsilon$  модели турбулентности отсутствуют, поэтому в настоящей работе модель турбулентности была принята в ее стандартном виде. По-видимому, наиболее адекватным подходом будет проведение расчетов на сетках, подробных настолько, чтобы разрешить отдельные элементы конструкции и использовать пристеночные функции на их поверхностях. Такой подход, однако, требует соответствующего увеличения вычислительных ресурсов.

### Начальные и граничные условия

Начальные и граничные условия для уравнений (1)–(6) задавались в соответствии с задачей и выбранным сценарием. Для расчетов течения в реакторе при внезапном старте главного циркуляционного насоса в начальный момент времени задавалась нулевая скорость течения, а также постоянные по объему штатные значения температуры и концентрации. В приведенных ниже тестовых расчетах (стационарные течения в трубе и за уступом) для ускорения сходимости задавались начальные поля скорости с постоянным по продольному сечению расходом жидкости (например, для трубы – постоянная продольная скорость, равная скорости во входном сечении).

На тех границах расчетной области, где задавался расход жидкости, граничные условия для скорости  $U_{in}(t)$  определялись по этому расходу. Если же на участке границы происходит свободное истечение, то для компонент скорости задавался нулевой градиент по нормали к границе.

Если скорость на границе направлена внутрь расчетной области, то на этом участке границы задаются входные значения для концентрации  $C_{in}$  и температуры  $\theta_{in}$ . Кроме того, входные значения кинетической энергии турбулентности и скорости диссипации определяются соотношениями

$$k_{in} = \eta U_{in}^2, \quad \varepsilon_{in} = \frac{C_{\mu} k_{in}^{3/2}}{\Lambda}, \quad (10)$$

где  $\eta = 2,5 \cdot 10^{-3}$  – степень турбулентности,  $\Lambda = 0,05D$  – масштаб турбулентности,  $D$  – диаметр входного патрубка или поперечный размер канала (в задаче о течении за обратным уступом). На тех же участках, где поток направлен из расчетной области, задаются нулевые градиенты всех скалярных величин.

На твердых стенках задавались нулевые градиенты концентрации и температуры (адиабатические непроницаемые стенки). При этом для определения граничных значений для турбулентных параметров  $k$ ,  $\varepsilon$  и турбулентной вязкости  $\nu$  использовались пристеночные функции, задающие логарифмический закон изменения скорости в пристеночном погранслое, который не может быть разрешен на используемой расчетной сетке. Именно, для ближайшего к твердой стенке узла сетки, находящегося от нее на расстоянии  $y_p$ , значения скорости  $U_p$ , турбулентной кинетической энергии  $k_p$ , скорости ее диссипации  $\varepsilon_p$  и напряжения на стенке  $\tau_w$  считались связанными соотношениями равновесного турбулентного погранслоя:

$$\frac{U_p}{U_*} = \frac{1}{\kappa} \ln \left( \frac{E y_p}{y_*} \right), \quad U_* = \sqrt{\frac{\tau_w}{\rho}} = C_{\mu}^{1/4} k_p^{1/2}, \quad y_* = \frac{U_*}{\nu_l}, \quad \varepsilon_p = \frac{C_{\mu}^{3/4} k_p^{3/2}}{\kappa y_p}, \quad (11)$$

где  $\kappa = 0,41$  – константа Кармана,  $E = 9,8$  – эмпирическая константа. Соответствующей модификации в пристеночных узлах подвергалась и скорость генерации турбулентной энергии (7):

$$G_p = \tau_w \left( \frac{\partial U}{\partial y} \right)_p, \quad (12)$$

где производная скорости по нормали к поверхности в (12) должна вычисляться из логарифмического закона стенки (11). Значения эффективной вязкости на стенке находились из соотношения  $\rho \nu_w U_p / y_p = \tau_w$ . Отметим, что пристеночные функции (11), (12) широко используются при расчете турбулентных течений на основе моделей турбулентности при высоких числах Рейнольдса, к которым относится и стандартная  $k$ - $\varepsilon$  модель турбулентности (5)–(9), применяемая в модели REMIX.

### ЧИСЛЕННАЯ МЕТОДИКА КОДА REMIX

Система определяющих уравнений (1)–(6) с начальными и граничными условиями решается численно с использованием неструктурированных сеток с шестигранными ячейками, позволяющих моделировать течения в областях сложной формы. Построение сеток осуществлялось при помощи входящего в состав программного комплекса REMIX специального модуля. Для построения сетки область течения сначала разбивалась на более простые подобласти, в которых строились структурированные (т.е. имеющие логическую структуру, подобную декартовой сетке, содержащей  $N \times M \times K$  ячеек по трем координатным направлениям) сеточные блоки. После того как вся расчетная область покрывалась необходимым количеством сеточных блоков

(каждый из которых в общем случае содержит различное число ячеек), производилась их глобальная перенумерация и объединение в единую неструктурированную сетку, используемую при интегрировании уравнений.

Пространственно-временная дискретизация уравнений производится методом конечных объемов, при этом все переменные (компоненты скорости, давление, концентрация, температура) определяются в центрах контрольных объемов. Все уравнения решаются в декартовой системе координат, т.е. без введения криволинейных координат, связанных с поверхностью тела, что делает метод значительно более гибким в применении к областям сложной геометрии. Конечно-объемная аппроксимация уравнений переноса (2)–(6) осуществляется путем их интегрирования по ячейке сетки и последующей замены объемного интеграла от конвективных и диффузионных членов поверхностными интегралами от соответствующих потоков по всем граням ячейки. При построении сетки поверхности, где происходит резкое изменение пористости  $\alpha$ , совмещаются с гранями ячеек, поэтому при таком подходе не возникает проблем с дифференцированием разрывной функции.

При аппроксимации конвективных и диффузионных потоков через границы ячеек требуется определить градиент искомой функции в центре ячейки  $\nabla\phi_c$  через значения функции в центрах окружающих ее ячеек. Для этого используется линейное представление искомой функции  $\phi$  в окрестности центра ячейки с радиус-вектором  $\vec{r}_c$ :

$$\phi(\vec{r}) = \phi(\vec{r}_0) + \nabla\phi_c (\vec{r} - \vec{r}_c). \quad (10)$$

Подставляя в (10) значения функции  $\phi(\vec{r}_i)$  во всех центрах окружающих ячеек с радиус-векторами  $\vec{r}_i$ , получим систему линейных уравнений относительно компонент вектора градиента  $\nabla\phi_c$ . В общем случае эта система получается переопределенной, поэтому для ее решения применяется метод наименьших квадратов. Данный подход применим к ячейкам произвольной формы [17], что позволит в дальнейшем модифицировать код REMIX на случай гибридных (т.е. содержащих помимо шестигранных, тетраэдрических, призматических и пирамидальных ячеек) сеток.

Для уменьшения влияния схемной вязкости конвективные слагаемые аппроксимируются схемой, являющейся обобщением известной схемы TVD на случай неструктурированных сеток [18]. Схема TVD обеспечивает второй порядок точности по пространству в областях плавного изменения переменных, тогда как вблизи зон резкого изменения функций порядок аппроксимации адаптивно понижается до первого, обеспечивая монотонность решения. Дискретизация производных по времени осуществляется методом дробных шагов с весовыми коэффициентами, обеспечивающими второй порядок точности по времени.

Процедура совместного решения уравнений (1)–(6) аналогична известному методу SIMPLE [19]: на каждом шаге по времени осуществляются глобальные итерации, в ходе которых сначала определяются предварительные поля скорости с использованием давления с предыдущей итерации, после чего решается эллиптическое уравнение для коррекции давления, восстанавливающей бездивергентное поле скорости (1).

Важным элементом численной методики является выбор эффективной итерационной процедуры решения матричных уравнений, возникающих при дискретизации дифференциальных уравнений сохранения импульса, концентрации, а также эллиптического уравнения для коррекции давления. Решение этих уравнений осуществляется известным методом PGMRES, обеспечивающим высокую скорость сходимости при решении уравнений с несимметричными матрицами.

Программная реализация описанного конечно-объемного метода в коде REMIX осуществлялась на языке FORTRAN 90. Расчеты, представленные в настоящей работе,

проводились версиями кода, работающими под операционными системами Linux и Windows. Дальнейшее совершенствование программного комплекса REMIX будет осуществляться путем его распараллеливания, что позволит проводить расчеты на многопроцессорных платформах с использованием значительно более подробных сеток.

### ТЕСТИРОВАНИЕ КОДА REMIX

Тестирование кода REMIX осуществлялось путем расчета ряда течений, для которых имеются надежные экспериментальные и теоретические данные (течение в трубе, пограничный слой на плоской пластине, пристеночная струя и т.п.). В этих расчетах моделировались течения в отсутствие загромождения ( $\alpha = 1$ ). Для проверки правильности работы модуля, описывающего силы сопротивления в пористом теле, проводились расчеты течения в трубе с пористыми вставками различной длины; полученные перепады давления сопоставлялись с вычисленными по формуле  $\Delta P = \zeta \rho U_0^2 / 2$ , где  $\zeta$  – коэффициент гидравлического сопротивления, используемый для вычисления коэффициента  $C_d$  в (2).

Ниже в качестве примера приведены результаты некоторых верификационных расчетов.

### Течение жидкости в круглой трубе

Рассматривается стационарное течение жидкости в трубе, диаметром  $D$  и длиной  $L$  ( $L/D = 25$ ). На входе в трубу задается равномерная по поперечному сечению входная скорость, равная  $U_0$ , на стенках трубы используются условия прилипания. Проводились расчеты ламинарного и турбулентного течений при различных числах Рейнольдса  $Re = U_0 D / \nu_l$ , где  $\nu_l$  – ламинарная кинематическая вязкость жидкости.

Течение в ламинарном режиме рассчитывалось при значениях числа Рейнольдса  $Re = 10, 50$  и  $100$ . Во всех случаях у выходного торца трубы были получены практически одинаковые параболические профили скорости, хорошо совпадающие с известным аналитическим решением Пуайзеля.

Расчеты турбулентного течения жидкости в трубе выполнялись для параметров экспериментов, проводившихся на установке Superpipe в Принстонском университете США [20]. Сравнивались установившиеся профили скорости у стенки трубы и по всему сечению. На рис. 1 показана зависимость продольной скорости от расстояния до стенки трубы, полученная при  $Re = 3,1577 \cdot 10^5$ . Используются принятые для пограничных слоев безразмерные координаты  $U^+ = U/u^*$ ,  $Y^+ = y u^* / \nu_l$ , где  $u^* = (\tau_w / \rho)^{1/2}$  – скорость трения, вычисляемая по напряжению трения  $\tau_w$  на стенке трубы. Видно хорошее совпадение результатов расчетов и измеренных данных.

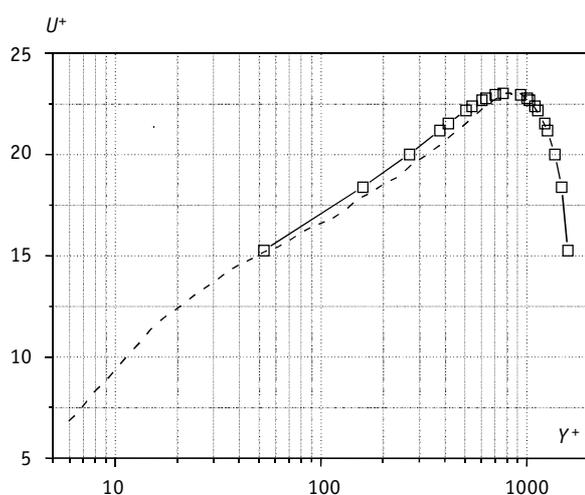


Рис. 1. Зависимость скорости от расстояния до стенки трубы в безразмерных координатах: — — эксперимент; —□— REMIX

Используется принятые для пограничных слоев безразмерные координаты  $U^+ = U/u^*$ ,  $Y^+ = y u^* / \nu_l$ , где  $u^* = (\tau_w / \rho)^{1/2}$  – скорость трения, вычисляемая по напряжению трения  $\tau_w$  на стенке трубы. Видно хорошее совпадение результатов расчетов и измеренных данных.

### Течение за уступом

В качестве второй задачи рассматривается стационарное течение жидкости в области, имеющей обратный уступ высотой  $H$ . На входе в расчетную область задается входная скорость, равная  $U_0$ , на твердых поверхностях

задаются условия прилипания. За уступом наблюдается отрыв потока и формирование области рециркуляции, дальнейшее присоединение потока к нижней границе происходит на некотором расстоянии  $L$ , которое может быть определено по изменению знака горизонтальной скорости у поверхности с отрицательного (в вихре) на положительный. Безразмерная длина присоединения потока  $L/H$  является параметром, по которому результаты расчета сравнивались с экспериментами и расчетными данными других авторов (см., например, [21]).

Для оценки качества решений, получаемых при использовании на неструктурированных сетках схем высокого порядка точности, кодом REMIX было выполнено несколько расчетов для ламинарного режима течения при различных числах Рейнольдса. Зависимость длины зоны рециркуляции  $L/H$  от числа Рейнольдса, рассчитанная кодами REMIX и BOR3D, а также результаты экспериментального исследования [21] показаны на рис. 2. Как видно, применение TVD-схемы, используемой в коде REMIX, улучшает качество моделирования (в коде BOR3D конвективные члены аппроксимировались с первым порядком точности, что приводило к значительной схемной вязкости).

Для турбулентного режима течения при расчете кодом REMIX было получено, что длина присоединения потока практически не зависит от числа Рейнольдса и составляет  $L/H = 6$ . Это несколько меньше, чем экспериментальное значение 7,5, однако такой же результат был получен другими авторами в численных расчетах на основе  $k-\epsilon$  модели турбулентности.

### РАСЧЕТ КОДОМ REMIX ПЕРЕМЕШИВАНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В РЕАКТОРЕ ВВЭР-1000

В качестве примера приложения кода REMIX для расчета перемешивания борированного и деборированного теплоносителя в ходе реальной аварии на АЭС в ВВЭР-1000 был рассмотрен сценарий, связанный с образованием пробки деборированной воды в одном из гидрозатворов и последующим внезапным пуском главного циркуляционного насоса. Для определения граничных условий для кода REMIX во входных патрубках (расход теплоносителя и концентрация бора) был выполнен расчет этой аварии с помощью одномерного теплогидравлического кода RELAP5 (рис. 3).

В рассматриваемой задаче использовалась расчетная неструктурированная сетка, содержащая 59348 ячеек, показанная на рис. 4. Размеры сетки определялись имеющимися вычислительными ресурсами.

После поступления деборированного теплоносителя во входной патрубок первой петли ( $t = 14,5$  с) происходит своего рода расщепление потоков теплоносителя, деборированная пробка устремляется влево и вправо от входного патрубка, смыкаясь на противоположной от входного патрубка стороне опускного канала и продвигаясь вниз в первую очередь вдоль противоположной стенки. Движение теплоносителя сопровождается сильной закруткой потока и образованием сильных вихревых течений.

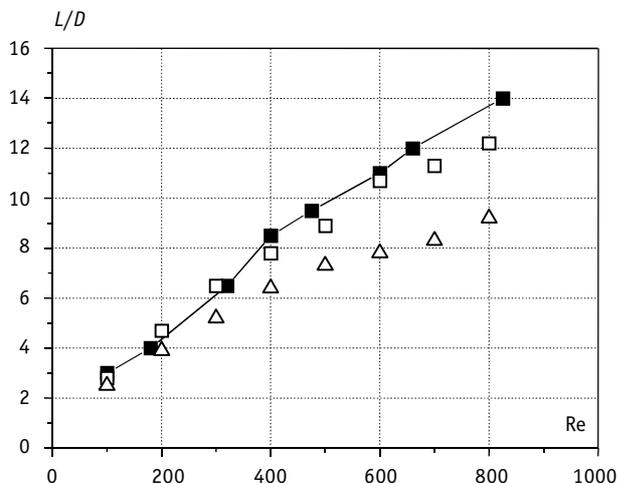


Рис.2. Зависимость параметра длины рециркуляционной зоны от числа Рейнольдса при ламинарном течении за уступом: —■— эксперимент; □— REMIX; △— BOR3D

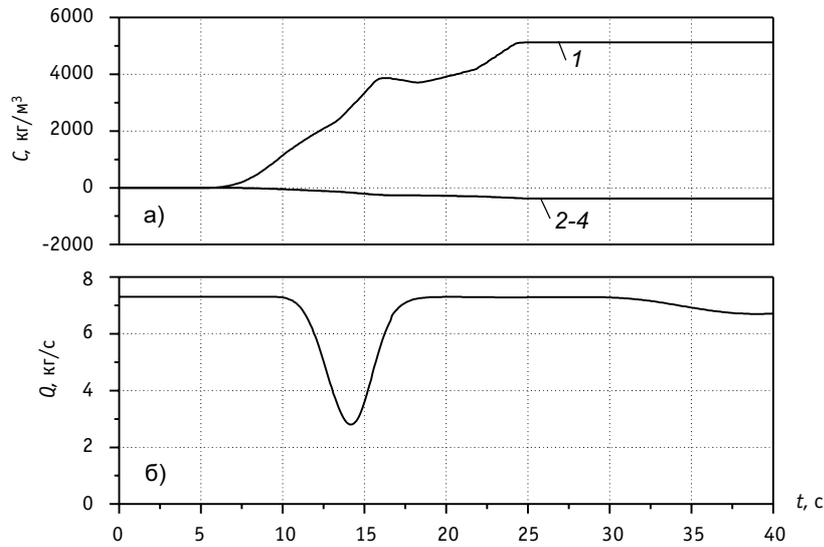


Рис.3. Граничные условия во входных патрубках, полученные в расчете кодом RELAP5: а) массовый расход теплоносителя по петлям 1–4; б) концентрация бора на входе в патрубок первой петли

ний на боковых (по отношению к входному патрубку) сторонах реактора. Эти вихри хорошо видны на рис. 5, где представлена картина течения в момент времени  $t = 16$  с. Отметим, что при расчетах кодом BOR3D из-за сильного влияния схемной вязкости наблюдалась качественно иная картина течения: боковые вихри были выражены значительно слабее, а вертикальное продвижение пробки деборированного теплоносителя наблюдалось в основном со стороны входного патрубка.

К моменту времени  $t = 18,5$  с во входном патрубке первой петли начинается подъем концентрации бора, поэтому минимум концентрации в «пробке» достигается внутри

реактора. В момент  $t = 25,1$  с пробка достигает нижней камеры реактора и начинает проникать в активную зону. По-прежнему, из-за упоминавшегося выше расщепления потока наблюдаются два пятна пониженной концентрации, которые переносятся вверх по течению ( $t = 23,2$  с;  $25,1$  с). В дальнейшем реактор заполняется теплоносителем с высокой концентрацией бора. На рис. 6 (а-г) показаны пространственные распределения концентрации бора в реакторе ВВЭР-1000, полученные в ходе расчетов трехмерным кодом REMIX.

На рис. 7 изображены временные зависимости концентрации бора во входном патрубке  $C_{in}$ , а также средней по входному сечению активной зоны кон-

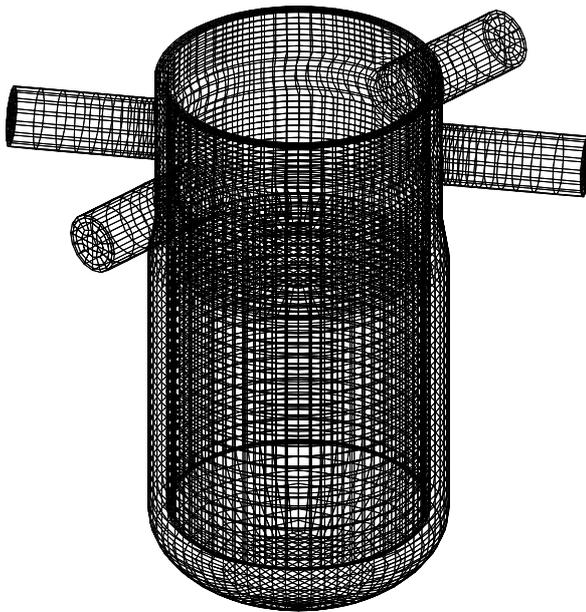


Рис.4. Расчетная сетка для реактора ВВЭР-1000

центрация бора  $C_{av}$  и минимальной в данный момент концентрации во входном сечении  $C_{min}$ . Из представленных данных видно, что по мере продвижения пробки в реакторе происходит перемешивание с борированным теплоносителем. Если на входе в реактор минимальная концентрация бора составляет  $2,8 \text{ кг/м}^3$ , то на входе в активную зону минимальная средняя концентрация  $C_{av}$ , достигаемая за время прохождения пробки деборированного теплоносителя, увеличивается почти в два раза и составля-

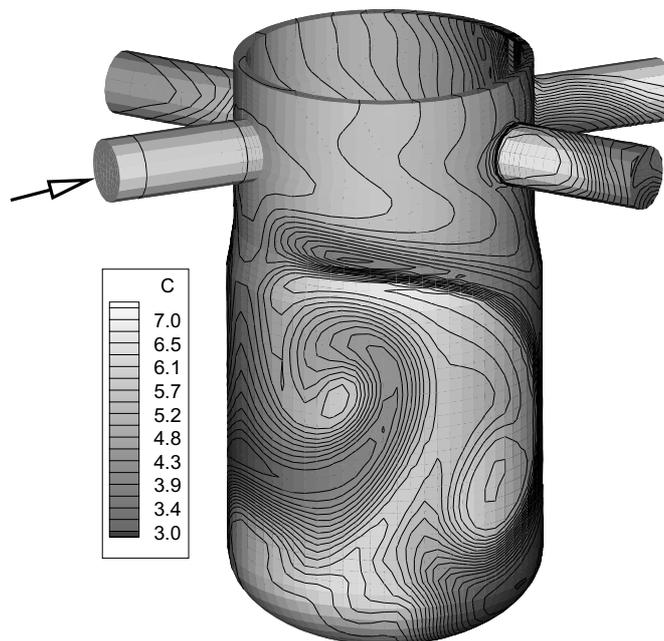


Рис.5. Распределение концентрации бора в реакторе ВВЭР-1000 в момент времени  $t = 16 \text{ с}$  (стрелкой показан входной патрубок)

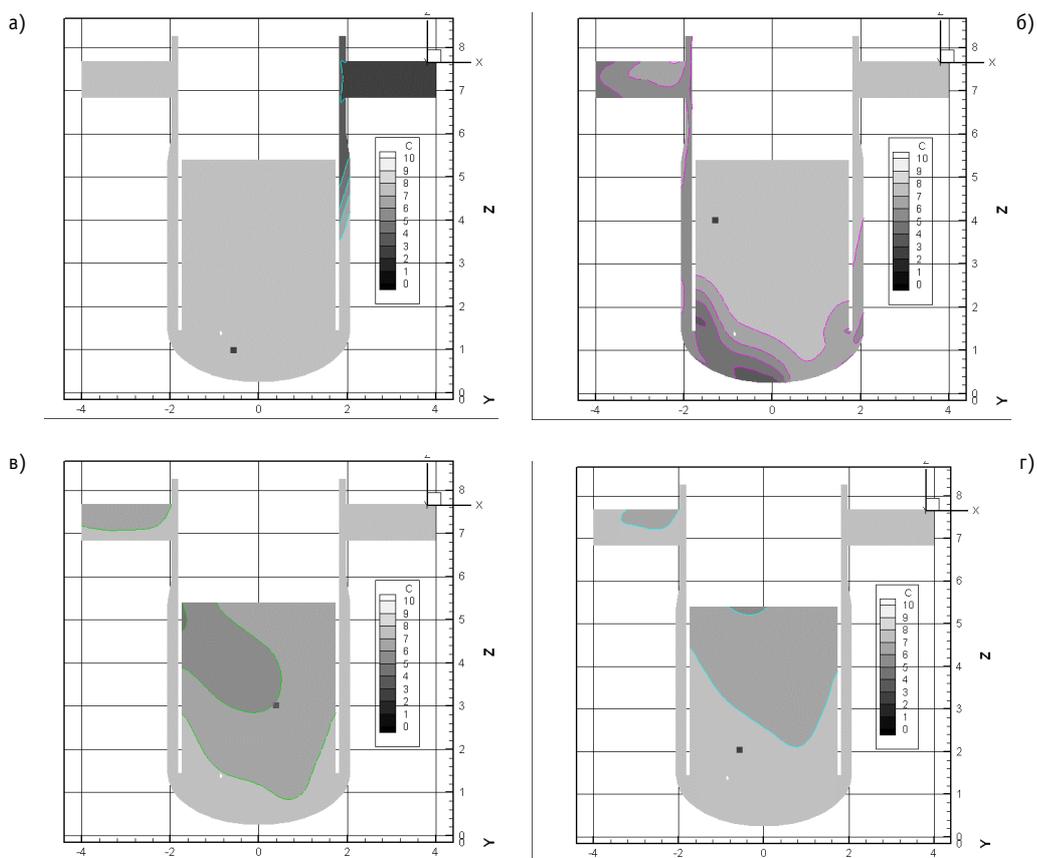


Рис. 6. Картина движения пробки деборированного теплоносителя в проточном тракте реактора ВВЭР-1000: а)  $t = 14,5 \text{ с}$ , б)  $t = 18,5 \text{ с}$ , в)  $t = 23,2 \text{ с}$ , г)  $t = 25,1 \text{ с}$

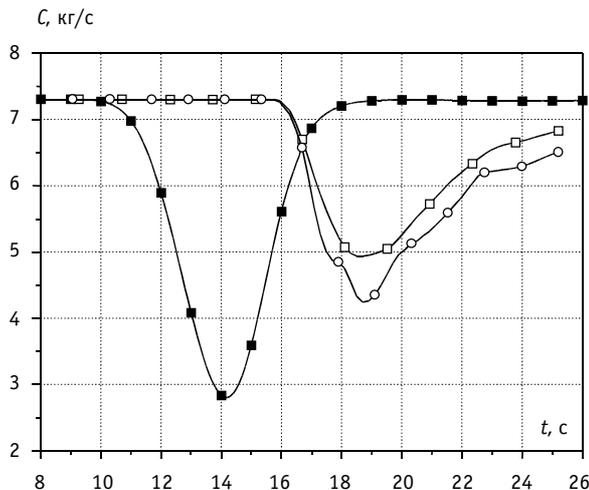


Рис. 7. Концентрация бора во входном патрубке  $C_{in}$  (■); минимальная на входе в активную зону  $C_{min}$  (○) и средняя по входному сечению активной зоны  $C_{av}$  (□)

ет  $C_{min} = 5,0 \text{ кг/м}^3$ , т.е. максимальное уменьшение средней концентрации бора по сравнению с нормальным уровнем  $C_0 = 7,3 \text{ кг/м}^3$ , составляет 31%. В отдельных точках на входе в активную зону уменьшение концентрации достигает  $4,2 \text{ кг/м}^3$  (относительное уменьшение – 38%).

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Кодом REMIX выполнены тестовые расчеты для задачи о течении жидкости в трубе и за уступом. Получено хорошее совпадение с соответствующими аналитическими решениями и экспериментальными данными. Показано, что усовершенствование численной методики в коде REMIX позволило улучшить качество моделирования.

С использованием программного комплекса REMIX проведены расчеты течения теплоносителя и распространения пробки неборированной воды в проточном тракте реактора ВВЭР-1000. Получено, что максимальное относительное уменьшение средней концентрации бора по сравнению с нормальным уровнем составляет 31%. В отдельных точках на входе в активную зону относительное уменьшение концентрации достигает 38%.

### Литература

1. Нигматулин И.Н., Нигматулин Б.И. Ядерные энергетические установки. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – С. 168.
2. Alvarez D., Martin A., Scheider J.P. Boron mixing transients in a 900 MW PWR vessel for a reactor start-up operation // 4<sup>th</sup> Int. Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operation and Safety. – Taipei, 1994. – P.56-63.
3. Gango P. Numerical boron mixing studies for Loviisa nuclear power plant // Nucl. Eng. Design. – 1997. – V.197. – P. 239–254.
4. Cheng H.W., Johnson E., Sehgal B.R. Analysis of rapid boron dilution consequences for PWRs with ARROTA code // Int. Conf. on Physics of Nuclear Science and Technology. – Oct. 5-8, 1998, Long Island, New York.
5. Gavelli F., Kiger K. High-resolution boron dilution measurements using laser induced fluorescence (LIF) // Nucl. Eng. Design. – 2000. – V.195. – P. 13-25.
6. Kliem S., Prasser H.-M., Grunwald G. et al. ROCOM experiments on the coolant mixing in the upper plenum of a PWR // Proceedings of Annual Meeting on Nuclear Technology. – Germany, 2003. – P. 73-76.
7. Ульяновский В.Н., Безруков Ю.А., Логвинов С.А., Салий Л.А. Исследование перемешивания потоков с разной концентрацией бора на входе в активную зону/Труды Международной конф. «Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР» (Обнинск, 26-29 мая). – Т.1. – С. 37-46.
8. Зайчик Л.И., Нигматулин Б.И., Скибин А.П., Хасанов Р.Х., Петухов С.М. Нестационарная одномерная модель для анализа неоднородности разбавления борной кислоты в первом контуре реактора на воде под высоким давлением//Атомная энергия. – 1997. – Т. 83. – С. 305-307.
9. Нигматулин Б.И., Зайчик Л.И., Скибин А.П., Хасанов Р.Х., Югов В.П. Моделирование разбавления бора при реактивных инцидентах в ВВЭР/Труды международной конф. «Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР» (Обнинск, 26-29 мая). – Т.1. – С. 27-36.

10. Алехин Г.В., Беляев Ю.В., Быков М.А., Зайцев С.И., Кинаш П.М., Надинский Ю.Н. Модернизация программного комплекса ТРАП-97 для расчета пространственного распределения параметров в реакторе и активной зоне//Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. – 2002. – Вып. 1 «Реакторные установки с ВВЭР». – С. 71-86.
11. Алехин Г.В., Мальцев Е.Ю., Подшибякин А.К., Зайцев С.И., Воронков А.В., Филь Н.С. Исследование межпетлевого перемешивания в реакторе типа ВВЭР//Труды Международной конф. «Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР» (Обнинск, 26-29 мая). – Т.1. – С. 465-477.
12. Федоров Э.М., Левин Е.И., Драгунов Ю.Г. Трехмерная гидродинамика и теплообмен в узлах реактора ВВЭР//Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. – 2002. – Вып. 1 «Реакторные установки с ВВЭР». – С. 87-99.
13. Кумаев В.Я., Веремеев А.А. Применение расчетного кода PORT3D для моделирования трехмерных явлений течения и теплообмена в элементах и контурах РУ/Труды 2-ой Всероссийской научно-технической конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (Подольск, 19-23 ноября 2001 г.).
14. Кобаров В.В. Математическое моделирование массопереноса в реакторе на неструктурированной расчетной сетке//Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2002. – Вып. 3. – С. 3-10.
15. Безруков Ю.А., Логвинов С.А., Мелихов В.И., Мелихов О.И., Якуш С.Е. Исследование разбавления бора в реакторе ВВЭР-1000//Теплоэнергетика. – 2002. – № 5. – С. 22-26.
16. Нигматулин Р.И. Динамика многофазных сред. – М.: Наука, 1987.
17. Muzaferija S., Gosman D. Finite-volume CFD procedure and adaptive error control strategy for grids of arbitrary topology//J. Comput. Physics. – 1997. – V. 138. – P. 766–787.
18. Darwish M.S, Moukalled F. TVD-schemes for unstructured grids//International Journal of Heat and Mass Transfer. – 2003. – V.46. – P. 599-611.
19. Патанкар С. Численные методы решения задач теплообмена и динамики жидкости. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – С. 152.
20. <http://www.princeton.edu/~gasdyn/Facilities/Facilities.html#SuperPipe>
21. Armaly B.F., Durst F., Pereira J.C.F. and Shonung B. Experimental and theoretical investigations of backward-facing step flow//J. Fluid Mech. – 1983. – V. 127. – P. 473–496.

Поступила в редакцию 11.04.2005

# АНАЛИЗ ФИЗИЧЕСКИХ СОСТОЯНИЙ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 И УПРАВЛЕНИЕ АВАРИЙНЫМИ СИТУАЦИЯМИ

**А.Н. Шкаровский\*, В.И. Аксенов\*, Н.П. Сердунь\*\***

*\*Концерн «Росэнергоатом», г. Москва*

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



Предложены и обоснованы понятия физических категорий ядерной энергетической установки (ЯЭУ), определяемые физическими процессами, протекающими в элементах ее оборудования. Показано, что сочетание (конфигурация) физических категорий определяет физическое состояние ЯЭУ. Приведена методика анализа физических категорий для определения физических состояний ЯЭУ. Проведен анализ различных физических состояний ЯЭУ, разработана методика принятия решений оператором по управлению аварийной ситуацией (в поддержку систем безопасности) с целью последовательного перевода ее в конечное (безопасное) состояние.

## ВВЕДЕНИЕ

Актуальность поставленных и решаемых в процессе исследования задач вытекает из необходимости обеспечения и подтверждения безопасности эксплуатируемых в настоящее время АЭС с реакторами ВВЭР в нормальных и аварийных режимах и соответствия уровня безопасности современным требованиям, определенным в основополагающих документах ОПБ-88/92 и INSAG-12.

Безопасное состояние АЭС обеспечивается взаимодействием трех элементов [1]: уровней безопасности, барьеров безопасности, мер, направленных на обеспечение безопасности.

Современный подход к обеспечению безопасности АЭС основан на принципе глубоко эшелонированной защиты [2]. Этот принцип определяет общую стратегию мер и средств обеспечения безопасности АЭС [3–7] и предусматривает наличие пяти физических барьеров на пути распространения радиоактивных материалов и организации нескольких уровней защиты, которые обеспечивают защиту АЭС и этих барьеров от повреждений, а также защиту населения и окружающей среды от ущерба, если барьеры окажутся в какой-то мере поврежденными.

Уровни защиты вводятся, во-первых, для того, чтобы предотвратить повреждение станции и барьеров безопасности, и, во-вторых, чтобы смягчить последствия их повреждения, если таковые произошли. Глубоко эшелонированная защита напрямую связана с основными функциями безопасности: управлением мощностью, охлаждением топлива, локализацией радиоактивных веществ.

Для обоснованного управления реакторной установкой (РУ) с БЩУ в эксплуатационных и аварийных режимах оператор должен знать ее физическое состояние,

© А.Н. Шкаровский, В.И. Аксенов, Н.П. Сердунь, 2005

определяемое физическими процессами, протекающими в элементах оборудования. Функционирование реактора можно представить как совокупность следующих физических процессов или физических категорий:

- выделение тепловой энергии – физическая категория E-1;
- отвод тепла от активной зоны – физическая категория E-2;
- перенос тепла и массы в первом контуре – физическая категория E-3;
- передача тепла за пределы первого контура – физическая категория E-4;
- сохранение целостности парогенераторов – физическая категория E-5;
- сохранение целостности герметичной оболочки – физическая категория E-6.

Каждая из этих категорий может быть проанализирована с целью определения всех возможных физических конфигураций – набора оборудования с происходящими в нем физическими процессами и внешними условиями, определяющими данный процесс. Целью анализа является определение прямой связи: физическое состояние реакторной установки – действия оператора, т.е.

- определение всех возможных физических состояний РУ с помощью соответствующих физических категорий;
- идентификация этих физических состояний и категорий с помощью физических параметров, представленных на блочном щите управления;
- по каждому физическому состоянию и каждой категории определить действия оператора по предупреждению и/или управлению аварийными ситуациями.

В случае возникновения аварийных ситуаций на РУ оперативный персонал приступает к контролю состояния функций безопасности, определяющим состояние физической категории РУ и РУ в целом по деревьям состояний. Комбинация характерных параметров в любой момент времени определяет конкретную ветвь дерева и определенное состояние функции безопасности и, следовательно, состояние физической категории и РУ в целом. Если состояние какой-либо функции безопасности не является «удовлетворительным», то оператор обращается к соответствующим инструкциям по восстановлению функции безопасности, направленным на приведение функции безопасности в удовлетворительное состояние.

Дерево контроля состояний функции безопасности является логическим средством для системной оценки параметров энергоблока, которые определяют значение функции безопасности. Каждое такое дерево (рис. 1–4) представляет собой ряд двойных контрольных точек, которые определяют отклонение энергоблока относительно установленных симптомов, определяющих степень нарушения функции безопасности. Каждое окончание логического шага с отрицательным ответом определяет степень отклонения от нормального состояния данной функции безопасности и содержит указание, которое направляет оператора к соответствующей инструкции по восстановлению функции безопасности.

Выбор приоритетов функции безопасности основан на значимости физических барьеров на пути распространения радиоактивных продуктов. По приоритетам, основанным на барьерах от распространения продуктов деления, функции безопасности располагаются в следующем порядке:

- 1) подкритичность;
- 2) охлаждение активной зоны;
- 3) теплоотвод;
- 4) целостность 1 контура;
- 5) целостность гермооболочки.

В зависимости от приоритета функции безопасности соответствующий приоритет имеют и действия по их восстановлению. Деревья состояний имеют несколько состояний. Контрольные точки дерева состояний выстроены в порядке убывания по тяжести состояния.

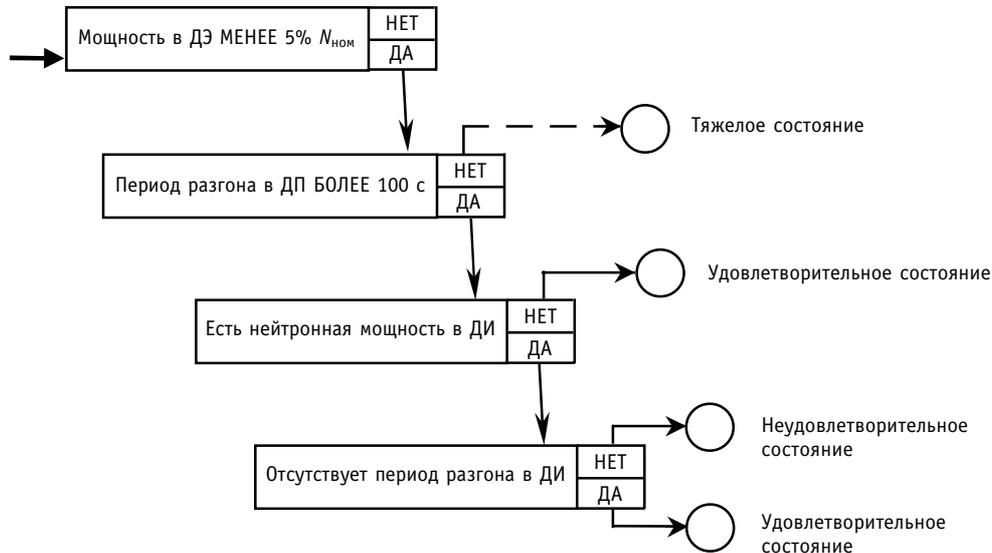


Рис. 1. Дерево состояний функции безопасности «Подкритичность активной зоны реактора»

## МЕТОДИКА АНАЛИЗА ФИЗИЧЕСКИХ КАТЕГОРИЙ

### Физическая категория Е-1: выделение тепловой энергии

Источниками энергии в РУ являются: реакция деления топлива в активной зоне; остаточное тепловыделение; пароциркониевая реакция; энергия главных циркуляционных насосов (ГЦН).

При работе реактора на мощности он критичен, тепло от первого контура отводится вторым контуром. Уровень мощности, положение органов системы управления и защиты (СУЗ) и систем безопасности определяются технологическим регламентом безопасной эксплуатации. В случае аварийной ситуации останов реактора осуществляется автоматически, либо в случае отказа аварийной защиты (АЗ) или систем безопасности – оператором. После срабатывания АЗ реактора возможны две конфигурации: реактор подкритичен; реактор критичен. В первом случае реактор приближается к окончанию аварийной ситуации, во втором – предпринимаются меры по ликвидации аварийной ситуации

Реактор считается гарантированно заглушенным после срабатывания АЗ, если период изменения нейтронного потока в активной зоне равен бесконечности или имеет отрицательное значение в промежуточном диапазоне или диапазоне источника. Уровень подкритичности определяется положением органов регулирования (ОР) СУЗ, концентрацией бора в теплоносителе, количеством и температурой теплоносителя. В подкритичном реакторе мощность на уровне остаточных тепловыделений постоянно снижается. Дополнительными источниками энергии в РУ могут быть пароциркониевая реакция и энергия работающих ГЦН.

В аварийной ситуации реактор может оказаться в критичном состоянии в следующих случаях:

- «застревание» ОР СУЗ в крайнем верхнем или промежуточном положении при срабатывании АЗ;
- неуправляемое расхолаживание РУ;
- неуправляемое уменьшение концентрации борной кислоты в теплоносителе первого контура.

Уровень мощности критического реактора зависит от введенной реактивности и отводимой от активной зоны тепловой энергии. При «застревании» ОР СУЗ и/или «несимметричном» захлаживании активной зоны существует опасность локального повышения энерговыделения. Критичность определяется по анализу распределения нейтронного потока и подтверждается концентрацией бора в первом контуре в зависимости от температуры. Величина мощности реактора более 2% от номинальной или период менее 80 с после срабатывания АЗ является недостаточной с точки зрения приведения блока в безопасное состояние.

Функция состояния «подкритичность» представляет собой наиболее приоритетную функцию состояния безопасности, которая наряду с другими функциями определяет безопасность РУ в случае возникновения аварийных ситуаций. Поскольку «подкритичность» определяет состояние реактивности активной зоны, то определяющим параметром является нейтронный поток, контролируемый соответствующей аппаратурой, а параметрами, характеризующими подкритичность – период реактора, концентрация борной кислоты, температура теплоносителя.

Приборами и системами, обеспечивающими и контролирующими «подкритичность», являются:

- АЗ – аварийная защита;
- АКНП – аппаратура контроля нейтронного потока;
- контроль положения ОР СУЗ;
- СА03 – система аварийного охлаждения зоны;
- ТК-ZE – система подпитки и подачи бора в первый контур;
- температурный контроль в активной зоне, реакторе и циркуляционных петлях.

После срабатывания АЗ оператор контролирует функцию состояния «подкритичность». В случае, если параметры безопасности  $N > 2\%N_{ном}$  и  $T < 80$  с, принимаются действия по обеспечению «подкритичности», а именно:

- ввод борной кислоты в первый контур до концентраций, заданных регламентом;
- выравнивание давления при течи из первого контура во второй;
- стабилизация температуры первого контура.

### **Физическая категория Е-2: отвод тепла от активной зоны**

Тепло от топлива отводится теплоносителем первого контура, который находится в контакте с оболочками твэлов. Целостность оболочки зависит, главным образом, от надежности передачи тепла от оболочки к теплоносителю первого контура. При этом возможны два случая [5].

1. Удовлетворительная теплопередача, которая обеспечивается:

- конвективным теплообменом при естественной или принудительной циркуляции теплоносителя;
- пузырьковым кипением на поверхности оболочек твэлов;
- объемным кипением в массе теплоносителя.

В этих случаях разность температур оболочки твэла и теплоносителя ограничена десятками градусов, температура наружной поверхности оболочки составляет 280 – 352°C, оболочка сохраняет герметичность.

Для обеспечения режимов удовлетворительной теплопередачи необходимо чтобы активная зона была заполнена водой или пароводяной смесью.

2. Неудовлетворительная теплопередача – в случае конвективного теплообмена с паром после оголения оболочек твэлов (полностью или частично).

В этом случае максимальный проектный предел повреждения твэлов, который не должен быть превышен для проектных аварий, определяется следующими параметрами:

- температура оболочек твэлов не более 1200°C;
- локальная глубина окисления оболочек твэлов не более 18% от толщины стенки;

- доля прореагировавшего циркония не более 1% его массы в оболочках твэлов.

Теплоотдача в активной зоне после срабатывания АЗ в условиях низкой мощности и ее подкритичности является главным образом функцией объема борированной воды в реакторе. Единственно возможные действия оператора по управлению аварийной ситуацией: ограничение потерь борированной воды и использование всех средств для восстановления или поддержания достаточного объема борированной воды в реакторе с целью предотвращения разрушения оболочек твэлов.

Оголение активной зоны идентифицируется по показаниям термопар на выходе из активной зоны и под крышкой реактора и/или на крышке.

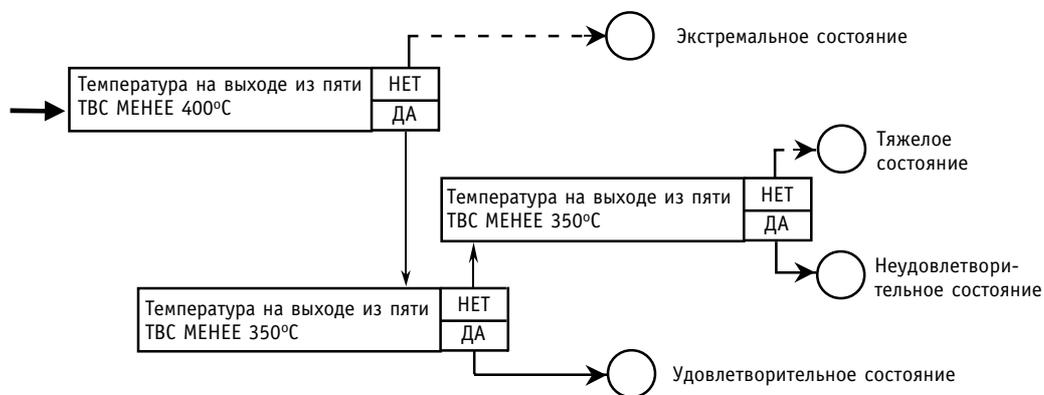


Рис. 2. Дерево состояний функции безопасности «Отвод тепла от активной зоны»

### Физическая категория Е-3: перенос тепла и массы в первом контуре

Тепло, отведенное от топлива теплоносителем, передается в петли первого контура. Тепло может передаваться следующими способами:

1. Принудительной циркуляцией при однофазном режиме, обеспечиваемой работающими главными циркуляционными насосами (ГЦН).

При остаточном тепловыделении температура в горячих нитках и на выходе из активной зоны примерно одинакова, а разница между этой температурой и температурой в холодных нитках незначительна. В этом случае первый контур полностью заполнен и единственно граница раздела фаз находится в компенсаторе давления.

2. Принудительной циркуляцией при двухфазном режиме.

ГЦН не предназначены для работы на пароводяной смеси, поэтому при приближении температуры первого контура к температуре насыщения оператор отключает их.

3. Естественной циркуляцией при однофазном режиме.

В этом случае ГЦН остановлены, температура первого контура ниже температуры насыщения, циркуляция в петлях происходит за счет разности плотностей теплоносителя между горячей (активной зоной) и холодной точками (парогенератором – ПГ) и геометрии первого контура.

4. Естественной циркуляцией при двухфазном режиме.

ГЦН остановлены, теплоноситель на выходе из активной зоны кипит, прерывания естественной циркуляции не происходит, если принимаются меры к недопущению скопления неконденсируемых газов под крышкой реактора.

5. Переносом тепла и массы в режиме «теплопровод».

Режим может возникнуть при следующих условиях: ГЦН остановлены, теплоноситель на выходе из активной зоны кипит. Имеется граница раздела фаз в реакторе. Пароводяная смесь из активной зоны проходит в теплообменные трубки ПГ, частично или полностью конденсируется, конденсат стекает по теплообменным трубкам (U-образный участок трубок приподнят на 20 мм по сравнению с концами трубок) и возвращается в корпус реактора.

Температура в «горячих» нитках и на выходе активной зоны одинакова и равна температуре насыщения. В таком режиме один парогенератор может отвести все остаточные тепловыделения реактора.

6. Циркуляцией через разрыв первого контура.

Перечисленные пять режимов переноса тепла и массы в петлях могут существовать при наличии разрыва первого контура. Когда происходит истечение теплоносителя через разрыв, это может характеризоваться:

- обратным теплообменом между первым и вторым контурами, когда отвод тепла первого контура происходит через течь, а первый контур снимает тепловую энергию от второго контура;
- нарушением связи между изменениями температуры в первом и втором контурах, когда течь приводит к потере парогенераторов как холодных источников.

В этих условиях температура на выходе активной зоны равна температуре насыщения или выше ее, в зависимости от того, залита активная зона или нет, за исключением случаев, когда расхода от САОЗ достаточно для отвода тепла от зоны.

В случае возникновения течи первого контура, компенсируемой системами впрыска борного раствора или течи из первого контура во второй, у оператора имеется возможность отсечения аварийной петли посредством закрытия главных запорных задвижек (ГЗЗ) на этой петле (на РУ В – 338).

**Физическая категория Е-4: передача тепла за пределы первого контура**

Отвод тепла, накопленного в теплоносителе первого контура, может осуществляться либо в парогенераторах, либо через разрыв первого контура, а также тем и другим способами одновременно. Рассмотрим два первых варианта, (третий вариант представляет собой комбинацию первых двух).

Возможны три конфигурации теплоотвода в парогенераторах.

1. Нормальная прямая теплопередача из первого контура во второй в ПГ.

Теплопередача происходит при пузырьковом кипении питательной воды, либо при ее нагреве, что предполагает наличие хотя бы минимальной массы воды во втором контуре парогенераторов. Запас воды в ПГ определяется измерениями ее уровня.

Возможны следующие варианты этой конфигурации:

- а) объем воды достаточен, уровень воды имеет значение выше  $H_1 = 2$  м, не возникает никаких осложнений с теплообменом со стороны второго контура;
- б) объем воды недостаточен, имеют место нарушения, связанные с недостаточностью расхода питательной воды.

В этом случае уровень в ПГ располагается между  $H_0$  и  $H_1$ , теплообмен со стороны второго контура остается удовлетворительным, но в ходе процесса происходит опорожнение ПГ и ухудшение теплообмена. Если уровень во всех четырех ПГ снижается более чем на 500 мм от номинального, производится его восстановление с помощью аварийных насосов.

в) объем воды почти нулевой, уровень ниже  $H_0$ , трубный пучок полностью осушен, теплообмен в ПГ не гарантирован.

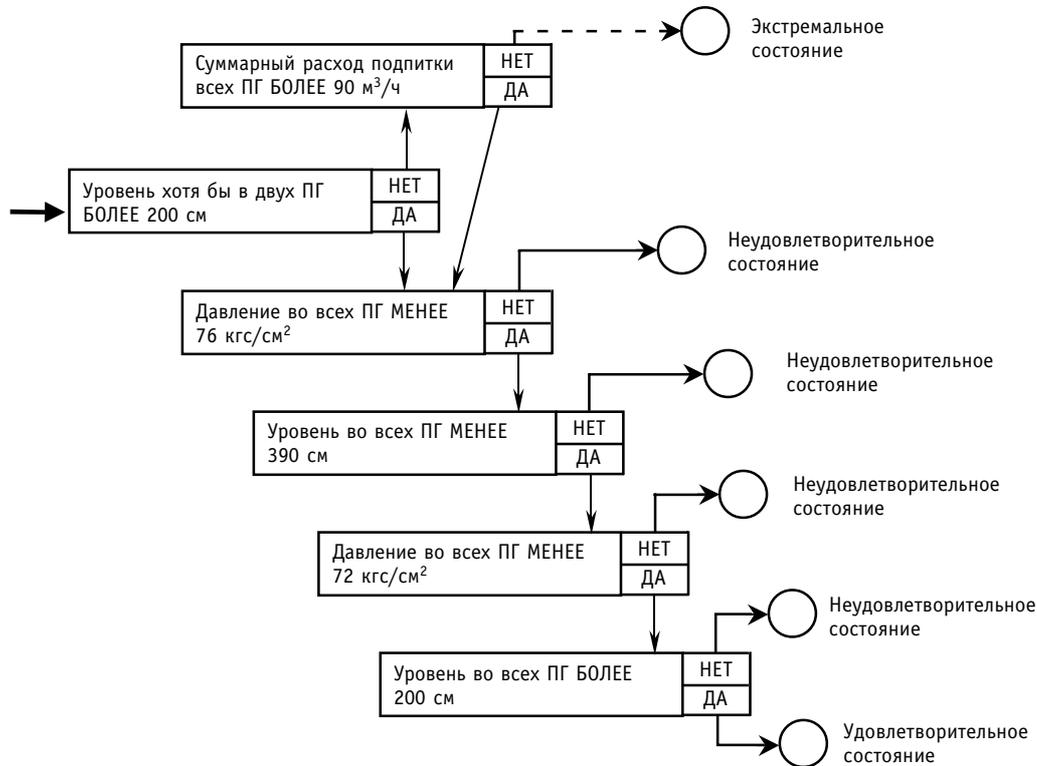


Рис. 3. Дерево состояний функции безопасности «Теплоотвод от 1 контура ко 2 контуру»

В случаях недостаточного или почти нулевого объема воды в ПГ можно говорить о двух параметрах, значение которых обуславливает включение систем безопасности:

- уставка на восстановление подачи питательной воды ( $H_{ПГ} < H_1$ );
- информация о неготовности одного или нескольких ПГ ( $H_{ПГ} < H_0$ ).

К этому может быть добавлен дополнительный фактор неготовности: целостность ПГ.

2. Ухудшенный либо нулевой теплообмен в парогенераторе. Он может быть обусловлен одним или сочетанием следующих факторов:

- отсутствием воды второго контура;
- наличием неконденсируемых газов со стороны первого контура;
- неудовлетворительной работой паросбросных устройств второго контура;
- закрытием хотя бы одной главной запорной задвижки на петле.

В этих условиях тепло будет отводиться в других парогенераторах или через разрыв первого контура.

3. Обратный теплообмен (из второго контура в первый) происходит, когда температура воды второго контура ПГ выше температуры теплоносителя первого контура. В этом случае отвода тепла через парогенератор не происходит.

4. Теплоотвод через разрыв первого контура. При этой конфигурации течь в разрыв первого контура приводит к отводу тепла и массы теплоносителя первого контура.

### Физическая категория Е-5: целостность ПГ

Категория «целостность ПГ» определяется по следующим показателям [8]:

- 1) разрыв паропровода;
- 2) разрыв трубопроводов питательной воды;
- 3) течь из первого контура во второй.

В этих случаях ПГ должен по мере возможности отключаться.

Наличие и величина течи из первого контура во второй определяется по датчикам радиационного и технологического контроля герметичности ПГ.

#### 4. Неплотность разъемов первого и второго контуров.

Допускается ограниченная, не более 72 ч, эксплуатация ПГ при нарушении герметичности только одной из прокладок люка первого контура. При течах через обе прокладки ПГ необходимо вывести из работы в течение не более одной смены.

Допускается эксплуатация ПГ с негерметичностью обеих прокладок во фланцевых люках второго контура не более 72 ч. При нарушении герметичности только внутренней прокладки люка второго контура допускается эксплуатация ПГ до очередного планово-предупредительного ремонта.

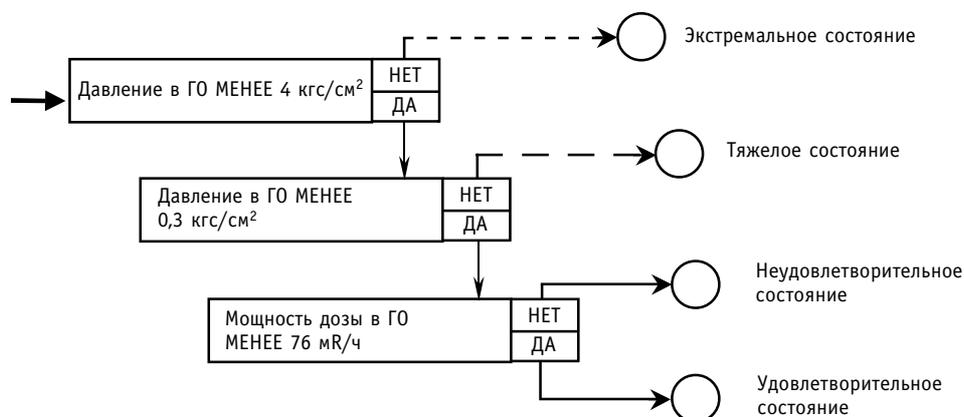


Рис. 4. Дерево состояний функции безопасности «Целостность защитной оболочки»

### Физическая категория Е-6: целостность защитной оболочки

Локализирующие системы безопасности, включают в себя герметичную оболочку, изолирующую арматуру и активную спринклерную систему. Они предназначены для предотвращения или ограничения распространения выделяющихся при аварии радиоактивных веществ и излучений за установленные проектом границы.

Параметрами, по которым (при достижении предельных значений) происходит закрытие изолирующей арматуры для предотвращения радиоактивных выбросов за пределы гермооболочки и включение спринклерной системы для снижения давления и температуры в ней, являются давление, температура и радиоактивность в гермооболочке. Закрытие изолирующей арматуры и включение спринклерной системы производятся автоматически. Действия оператора сводятся к дистанционному воздействию на элементы, не сработавшие автоматически (дистанционное дожатие изолирующей арматуры), а также определение места течи первого контура и отсечение его штатными запорными органами или ограничения истечения, например, быстрого принудительного снижения параметров второго контура и соответственно более быстрого снижения параметров первого контура

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе изложена методика, с помощью которой можно определить физическое состояние реакторной установки в эксплуатационных и аварийных режимах, используя физические величины, представленные на блочном щите управления. Знание физического состояния реакторной установки позволяет оператору принимать адекватные этому состоянию действия (в поддержку действий автоматических систем

безопасности), имеющие своей целью последовательный перевод реакторной установки в конечное безопасное состояние.

### **Литература**

1. Анализ мероприятий по повышению безопасности для реактора ВВЭР-1000. IAEA-WWЕР-RD-080, 1994.
2. Глубокоэшелонированная защита в ядерной безопасности INSAG-10/ Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности: Серия изданий по безопасности № 75-INSAG-10. – Вена: МАГАТЭ, 1998.
3. Разработка предложений по повышению безопасности реакторов ВВЭР-1000 для групп международных пользователей реакторов советского проекта. – М., 1993. IAEA-WWЕР-SC-092, 1994.
4. *Sugimoto J.* Study on thermal-hydraulic behavior during reflood phase of a PWR-Loka. – Токуо (Ibaraki). – 1989. – 139 p. (Reports; M 88-262 Jap. Atomic energy research inst.
5. Проблемы безопасности атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000/320 и их категории. Вена: – МАГАТЭ, IAEA-EВР-WWЕР-05, 1997.
6. Основные принципы безопасности атомных электростанций INSAG-3. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности: Серия изданий по безопасности № 75-INSAG-3. Вена: – МАГАТЭ, 1989.
7. Безопасность атомных станций INSAG-5/ Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности: Серия изданий по безопасности № 75-INSAG-5. – Вена: МАГАТЭ, 1992.
8. Целостность коллекторов ПГ реакторов ВВЭР-1000, IAEA-WWЕР-RD-057, 1993.

Поступила в редакцию 7.06.2004

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ГИДРАВЛИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК МОДИФИЦИРОВАННОЙ ТВС РЕАКТОРА РБМК-1000

**Е.Ф. Авдеев\*, И.А. Чусов\*, В.А. Левченко\*\***

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

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



В работе приводятся основные результаты экспериментального исследования гидравлических характеристик модифицированной ТВС реактора РБМК-1000. Представлены данные по полному сопротивлению ТК с ТВС, сопротивлению входного и выходного участков ТВС с учетом изменения диаметра ТК. Исследовано влияние изменения азимутальной ориентации рассекателей модельной ТВС относительно пучка твэл на гидравлические характеристики входа, выхода и ТВС в целом. Приведены результаты измерения гидравлического сопротивления одиночной дистанционирующей решетки штатной ТВС.

### ВВЕДЕНИЕ

Теоретическое обоснование и возможность внедрения новых ТВС или совершенствование уже существующих определяется в том числе их гидравлическими характеристиками, которые достоверно могут быть получены только в результате гидравлических испытаний. В настоящей работе приведено описание методических и технологических аспектов опытов, включая влияние изменения азимутальной ориентировки входного и выходного рассекателей относительно пучка твэл и изменения диаметра технологического канала.

В наиболее общем случае гидравлическое сопротивление в технологическом канале с ТВС реактора типа РБМК-1000 складывается из

- потерь давления на трение на участке продольного обтекания пучка твэл;
- потерь давления на дистанционирующих решетках;
- потерь давления во входной части;
- потерь давления в выходной части.

Экспериментальное исследование гидравлических характеристик ТК с ТВС проводилось на стенде «Циркуляционная петля», детальное описание которого приведено в [1]. Оборудование стенда позволило осуществить проливки в диапазоне чисел Рейнольдса  $4 \cdot 10^3 \leq Re \leq 6 \cdot 10^4$ . Несмотря на сравнительно узкий диапазон режимных гидравлических характеристик, полученные экспериментальные данные могут быть легко экстраполированы в область со значительно большими значениями Рейнольдса, соответствующих натурным реакторным установкам.

© *Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, В.А. Левченко, 2005*

### ОПИСАНИЕ РАБОЧЕГО УЧАСТКА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО СТЕНДА «ЦИРКУЛЯЦИОННАЯ ПЕТЛЯ» ДЛЯ ГИДРАВЛИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ МОДИФИЦИРОВАННОЙ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ

Для проведения гидравлических испытаний модифицированной ТВС на стенде была проведена модернизация одного из рабочих участков стенда, позволившая моделировать сопротивление ТК с помещенной в него ТВС.

Конструкция модернизированной ТВС геометрически полностью соответствует конструкции половины ТВС (ТВС РБМК-1000 состоит из двух симметричных половин) натурального реактора РБМК-1000 [2, 3], содержит 10 дистанционирующих решеток (ДР), аналогичных штатным решеткам реактора РБМК, и одну концевую решетку специальной конструкции на выходе. На входе и выходе ТВС устанавливались рассекатели теплоносителя с отличной от штатной геометрией (рис. 1). Рассекатели закреплены гайкой со стороны входа и выхода на концевиках центральной трубки с внешним диаметром 15 мм. Со стороны входа теплоносителя имитаторы твэл закреплены в штатной дистанционирующей решетке, а со стороны выхода имеют специальные концевики, которые закреплены кольцевыми шайбами в концевой решетке (рис. 2).

Модельные технологические каналы (ТК), в которые помещалась ТВС, были двух типов. Внутренний диаметр ТК первого типа составлял 82 мм, а внутренний диаметр ТК второго типа 80 мм. Расположение ТК горизонтальное. При гидравлических испытаниях с увеличенным диаметром ТК, на каждую штатную дистанционирующую решетку приклеивалась резиновая полоска толщиной 1 мм с целью обеспечения плотного прилегания обечайки дистанционирующей решетки к внутренней поверхности ТК и исключения вибраций.

Гидравлический диаметр модельного ТК с ТВС первого типа (9,27 мм) отличался от гидравлического диаметра натурального ТК с ТВС (8,375 мм). Геометрические характеристики ТК второго типа полностью соответствовали штатным. Гидравлические длины имитаторов твэл и ТК равны длинам твэл и ТК натурального реактора. Основное отличие в конструкции модернизированной ТВС от применяемой на РБМК-1000 заключалось в изменении геометрии переднего и заднего рассекателей и концевой дистанционирующей решетки (рис. 1, 2).

Все элементы рабочего участка были выполнены из нержавеющей стали. Общий вид модифицированной ТВС и отдельных ее элементов, ТК с установленной в нем ТВС приведен на рис. 3.

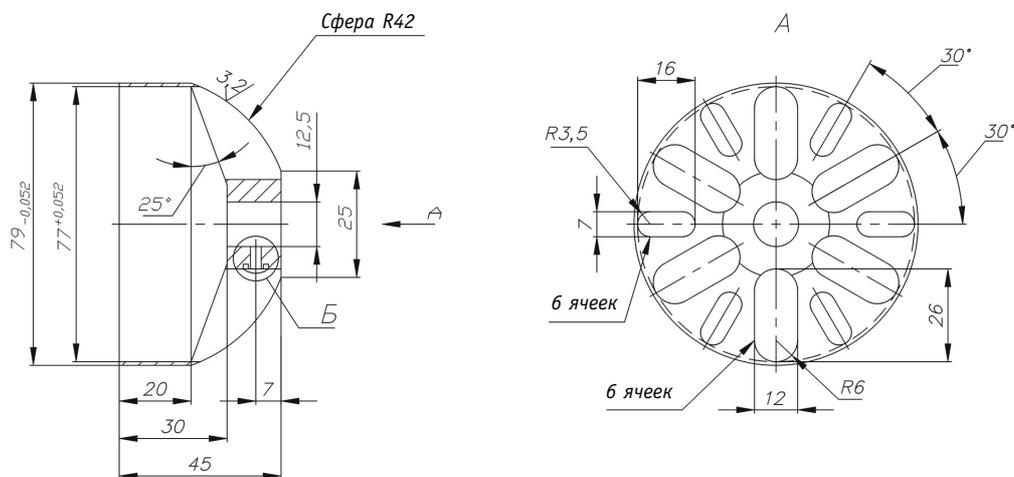


Рис. 1. Геометрические характеристики переднего и заднего рассекателей ТВС

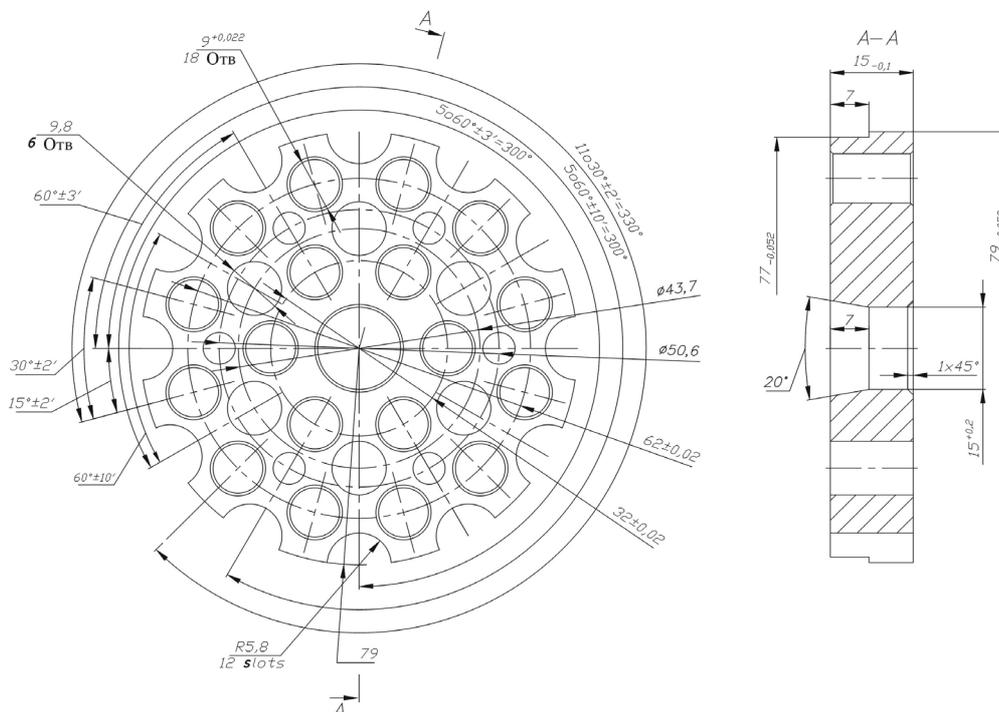


Рис. 2. Геометрические характеристики концевой дистанционирующей решетки ТВС

**Схема проливки модернизированной ТВС**

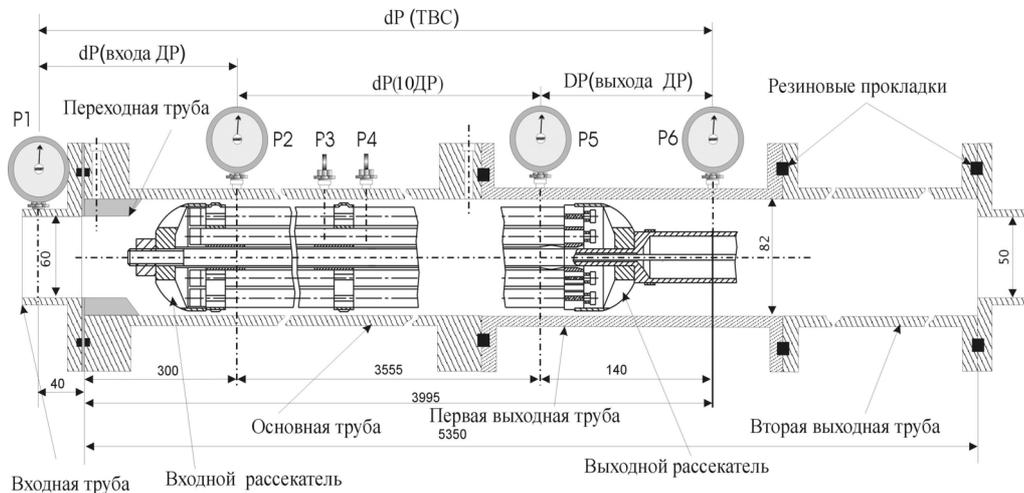


Рис. 3. Общая схема рабочего участка с установленной ТВС и основные геометрические размеры

После сборки модельной ТВС и установки ее в рабочий участок стенда «Циркуляционная петля», вся конструкция закреплялась в основном контуре экспериментального стенда, осуществлялось подключение измерительных приборов.

Большинство экспериментов по исследованию гидравлических характеристик модифицированной ТВС проводились при температуре теплоносителя 60°C. Для обеспечения заданного температурного режима основного контура экспериментальный стенд был оснащен вспомогательным контуром (контуром разогрева).

## МЕТОДИКА ИЗМЕРЕНИЙ И ОБРАБОТКИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ

Измерение перепадов давления на различных участках ТК с ТВС осуществлялось двумя взаимодополняющими способами. В случае перепада давления до 1,5 мм вод. ст. использовался батарейный манометр, который представлял собой набор параллельных пьезометрических трубок из полихлорвинила, закрепленных на специальном щите с нанесенными на нем линейными шкалами. Уровни воды в пьезометрических трубках понижались за счет подачи противодействия в верхний коллектор, создаваемым сжатым гелием из баллона. Перепад давлений на участках технологического канала с ТВС между измерительными сечениями  $i$  и  $j$   $\Delta P_{ij}$  рассчитывался по разности показаний  $(h_i - h_j)$  в соответствующих пьезометрических трубках:

$$\Delta P_{i,j} = (\rho_{water} - \rho_{gas}) \cdot (h_i - h_j) \cdot g, \text{ [Па]}$$

где  $\rho_{water}$ ,  $\rho_{gas}$  [кг/м<sup>3</sup>] – плотности воды и газа в пьезометрических трубках при температуре воздуха в стендовом зале соответственно;  $g = 9,80665$  [м/с<sup>2</sup>] – ускорение свободного падения.

В остальных случаях использовались образцовые манометры типа МО1227 и МО11202, которыми измерялись избыточные давления в сечениях модельной ТВС.

Характеристики образцовых манометров даны в табл. 1.

Температура воды измерялась перед входом в рабочий участок контура и после него. Точность определения температуры составляла 0,1°С. Общая погрешность измерений, с учетом погрешности измерения расхода ( $\pm 3\%$ ), перепадов давления, а также погрешности изготовления труб - имитаторов ТК имитаторов твэлов составляла  $\pm 6\%$ .

Таблица 1

### Характеристики образцовых манометров

Тип образцового манометра	МО1227	МО11202
Верхний предел измерения давления жидкости или газа, $P_{max}$	0.16 МПа	0.4 МПа
Число делений шкалы, $N_{max}$	400	250
Класс точности	0.15	0.25
Основная погрешность при температуре $(23 \pm 2)^\circ\text{C}$ (в делениях шкалы)	$\pm 0,6$	$\pm 1$

## ИССЛЕДОВАНИЕ ПОЛНОГО ГИДРАВЛИЧЕСКОГО СОПРОТИВЛЕНИЯ МОДЕЛЬНОГО ТК С ТВС ПРИ ТЕМПЕРАТУРЕ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ 20 и 60°С

Для детального исследования гидравлического сопротивления модифицированной ТВС проводились специальные эксперименты, в которых изменялась азимутальная ориентация переднего и заднего расщепителей относительно твэльного пучка. Угол отклонения составлял 15°.

По измеренному перепаду давления на участке  $\Delta P_{ij}$  рассчитывался полный коэффициент сопротивления  $\zeta$

$$\zeta = \frac{2\Delta P_{ij}\sigma^2}{\rho Q^2},$$

где  $Q$  – объемный расход [м<sup>3</sup>/с];  $\sigma$  – проходное сечение в пучке твэл [м<sup>2</sup>]. Число Рейнольдса также рассчитывалось по гидравлическому диаметру пучка твэл.

Результаты определения полного коэффициента гидравлического сопротивления ТК с ТВС в зависимости от числа Рейнольдса при диаметре ТК, равном 82 мм, представлены на рис. 4. Пролитка осуществлялась при температуре теплоносителя 60°С.

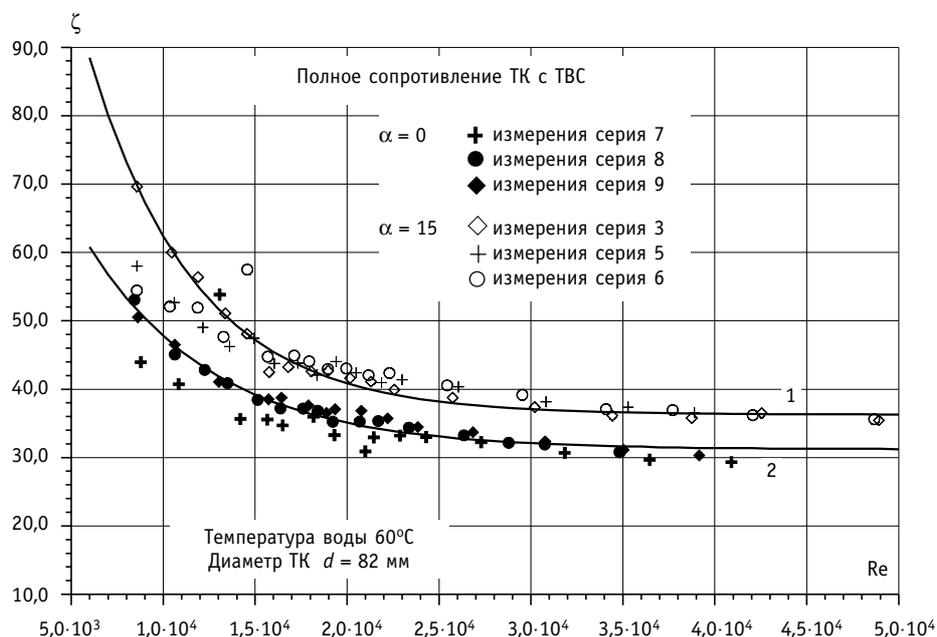


Рис. 4. Зависимость полного коэффициента сопротивления ТК с ТВС от числа Рейнольдса при температуре теплоносителя 60°C

На том же рисунке приведены аппроксимирующие опытные данные – сплошные кривые, найденные в виде:

$$\zeta = 36,3 + 148,1 \exp\left(-\frac{Re}{5756}\right), 9 \cdot 10^3 \leq Re \leq 4,9 \cdot 10^4, \quad (1)$$

$$\zeta = 31,2 + 70,8 \exp\left(-\frac{Re}{6881}\right), 9 \cdot 10^3 \leq Re \leq 4,1 \cdot 10^4. \quad (2)$$

Зависимость (1) аппроксимирует результаты проливки при азимутальной ориентации входного и выходного рассекателей относительно твэльного пучка  $\alpha = 15^\circ$  (кривая 1), а зависимость (2) при азимутальной ориентации  $\alpha = 0^\circ$  (кривая 2).

Из графика хорошо видно, что изменение угла ориентации рассекателей приводит к значительному изменению величины коэффициента сопротивления ТК с ТВС.

Анализ экспериментальных данных показал, что в исследованном диапазоне чисел Рейнольдса максимальное отличие величины коэффициента гидравлического сопротивления, в зависимости от угла ориентации рассекателей может достигать  $\approx 27\%$ , при числе Рейнольдса  $\approx 8 \cdot 10^3$ . В квадратичной области сопротивления ( $Re \geq 3 \cdot 10^4$ ) изменение угла ориентации приводит к увеличению сопротивления ТК с ТВС на 13,4%, оставаясь практически постоянной величиной с увеличением числа Рейнольдса.

Результаты экспериментального исследования полного коэффициента гидравлического сопротивления ТК с ТВС при температуре теплоносителя 20°C приведены на рис. 5. Аппроксимация этих экспериментальных данных привела к следующим соотношениям для полного коэффициента гидравлического сопротивления:

$$\zeta = 40,5 + 66,9 \exp\left(-\frac{Re}{5805}\right), 4 \cdot 10^3 \leq Re \leq 2 \cdot 10^4, \quad (3)$$

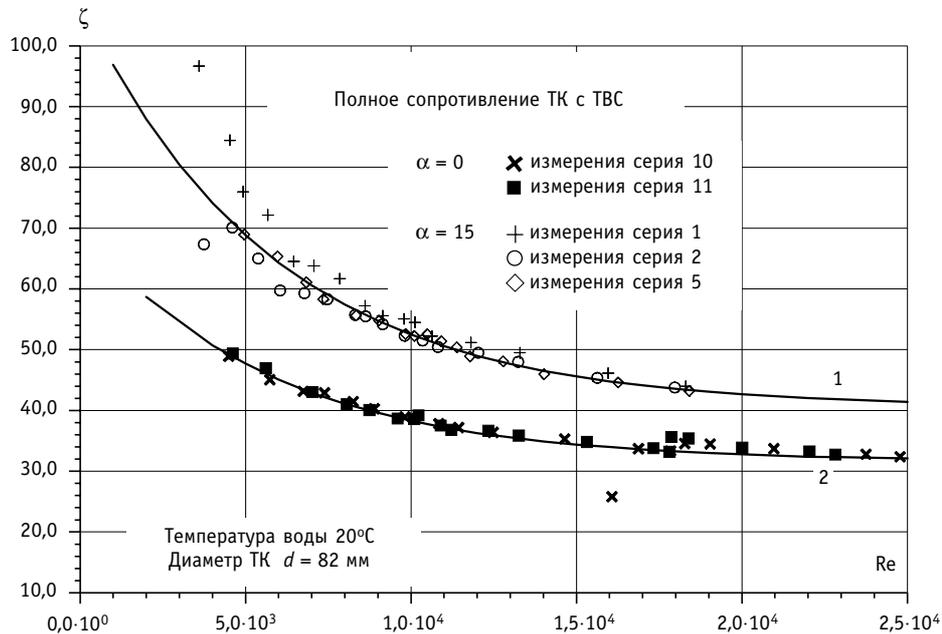


Рис. 5. Зависимость полного коэффициента сопротивления ТК с ТВС от числа Рейнольдса при температуре теплоносителя 20°C

$$\zeta = 31,6 + 38,4 \exp\left(-\frac{Re}{5736}\right), 4,5 \cdot 10^3 \leq Re \leq 2,5 \cdot 10^4. \quad (4)$$

Зависимость (3) соответствует углу ориентации 15° (кривая 1), а зависимость (4) – углу ориентации 0° (кривая 2).

Как и следовало ожидать уменьшение температуры не привело к изменению общей картины изменения коэффициента сопротивления в зависимости от числа Рейнольдса. При числе Рейнольдса  $\approx 8 \cdot 10^3$  изменение угла ориентации привело к расхождению экспериментальных данных примерно на 28%.

В области сопротивления ( $Re \geq 3 \cdot 10^4$ ) изменение угла ориентации приводит к увеличению сопротивления ТК с ТВС примерно на 22%.

Сравнение экспериментальных данных, полученных при различных значениях диаметра технологического канала, приведено на рис. 6: кривая 1 соответствует проливке ТК с диаметром  $d = 82$  мм (аппроксимация проводилась с помощью соотношения (2)), а кривая 2 – аппроксимация экспериментальных данных при проливке ТК с диаметром ТК  $d = 80$  мм.

Приведенная на рис. 6 кривая 2 описывается соотношением

$$\zeta = 19,3 + 38,4 \exp\left(-\frac{Re}{7791}\right), 5,1 \cdot 10^3 \leq Re \leq 5,5 \cdot 10^4. \quad (5)$$

Из рисунка видно, что уменьшение диаметра ТК привело к уменьшению коэффициента сопротивления ТВС. Последнее обстоятельство легко объясняется тем, что на дистанционирующие решетки были наклеены резиновые полоски являющиеся причиной местных сопротивлений на периодическое сужение и расширение потока. Анализ аппроксимирующих экспериментальные данные кривых, приведенных на рис. 6, показывает, что зависимость (2) фактически можно получить параллельным переносом зависимости (1).

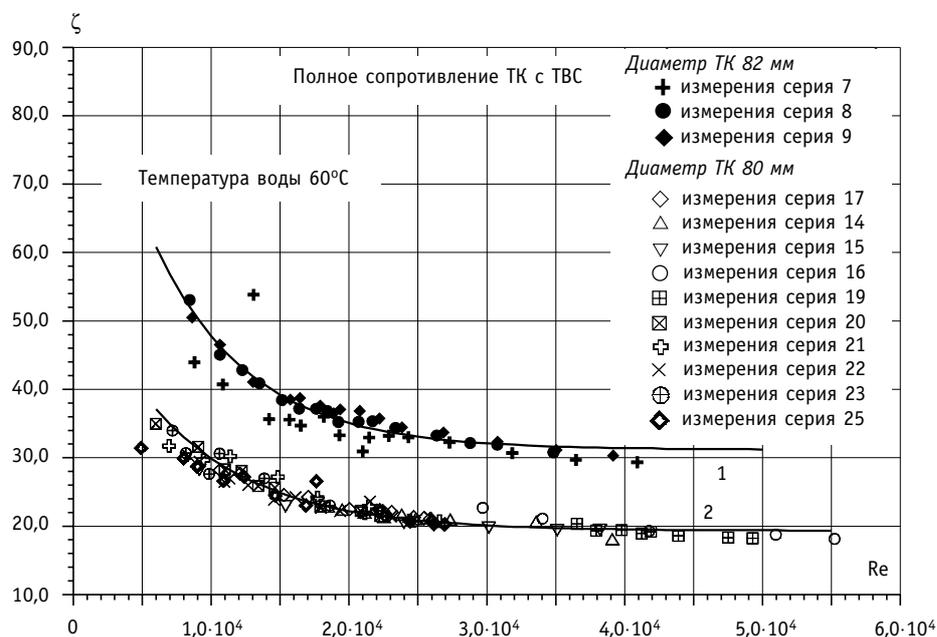


Рис. 6. Зависимость полного коэффициента сопротивления ТК с ТВС от числа Рейнольдса при различных диаметрах ТК

### ГИДРАВЛИЧЕСКОЕ СОПРОТИВЛЕНИЕ ВХОДНОГО УЧАСТКА ТК С ТВС

Определение величины коэффициента местного сопротивления входного участка ТК с ТВС проводилось по измеренному перепаду давления на манометрах  $P_1$  и  $P_2$  (рис. 3). Гидравлические испытания проводились для температур воды 20 и 60°C. Результаты 6 групп гидравлических испытаний при различной взаимной ориентации входного рассекателя и пучка твэл при температуре теплоносителя 60°C приведены на рис. 7. Аппроксимация экспериментальных данных позволила получить следующую

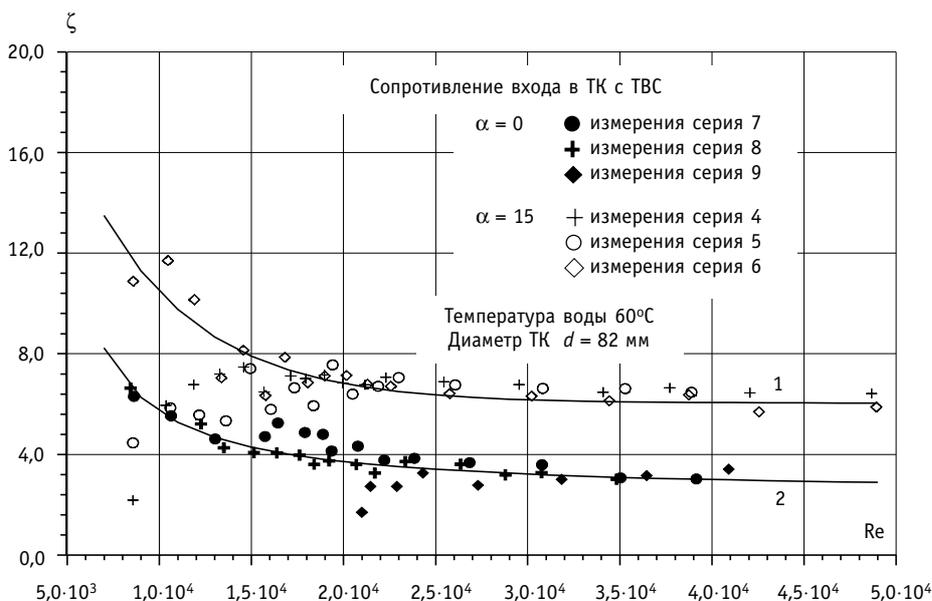


Рис. 7. Коэффициент сопротивления входа в ТК с ТВС. Проливка при  $t = 60^\circ\text{C}$

щие зависимости для коэффициента местного сопротивления входного участка ТК с ТВС:

$$\zeta = 6,0 + 25,0 \exp\left(-\frac{Re}{5770}\right), 8,5 \cdot 10^3 \leq Re \leq 5 \cdot 10^4, \quad (6)$$

$$\zeta = 3,2 + 15,7 \exp\left(-\frac{Re}{5563}\right), 8,5 \cdot 10^3 \leq Re \leq 4,1 \cdot 10^4. \quad (7)$$

Кривая (1) соответствует углу ориентации  $\alpha = 15^\circ$ , а кривая (2) углу  $\alpha = 0^\circ$ . Анализ экспериментальных данных показал, что при числе Рейнольдса  $Re = 8 \cdot 10^3$  изменение взаимной ориентации входного рассекателя и пучка твэл приводит к изменению коэффициента сопротивления входа примерно на 44%, а при больших числах Рейнольдса – примерно на 47%. При этом коэффициент гидравлического сопротивления входа при нормальной ориентации входного рассекателя при числах Рейнольдса  $Re = 8 \cdot 10^3 - 3 \cdot 10^4$  уменьшается в пределах  $\zeta = 6,92 - 3,26$ . Увеличение коэффициента сопротивления при повороте на  $15^\circ$  по нашему мнению объясняется смещением положения проходных отверстий рассекателя и соответственно выходящих из них струй напротив концевых заглушенных торцов твэлов.

Результаты 4 групп гидравлических испытаний входа в ТК с ТВС при температуре  $20^\circ\text{C}$  приведены на рис. 8. Аппроксимация опытных значений позволила получить следующие зависимости:

$$\zeta = 7,3 + 7,5 \exp\left(-\frac{Re}{5283}\right), 4,5 \cdot 10^3 \leq Re \leq 1,9 \cdot 10^4, \quad (8)$$

$$\zeta = 3,3 + 15,3 \exp\left(-\frac{Re}{3368}\right), 4,5 \cdot 10^3 \leq Re \leq 2,5 \cdot 10^4. \quad (9)$$

Зависимость (8) соответствует углу  $\alpha = 15^\circ$  (кривая 1), а зависимость (9) углу  $\alpha = 0^\circ$  (кривая 2).

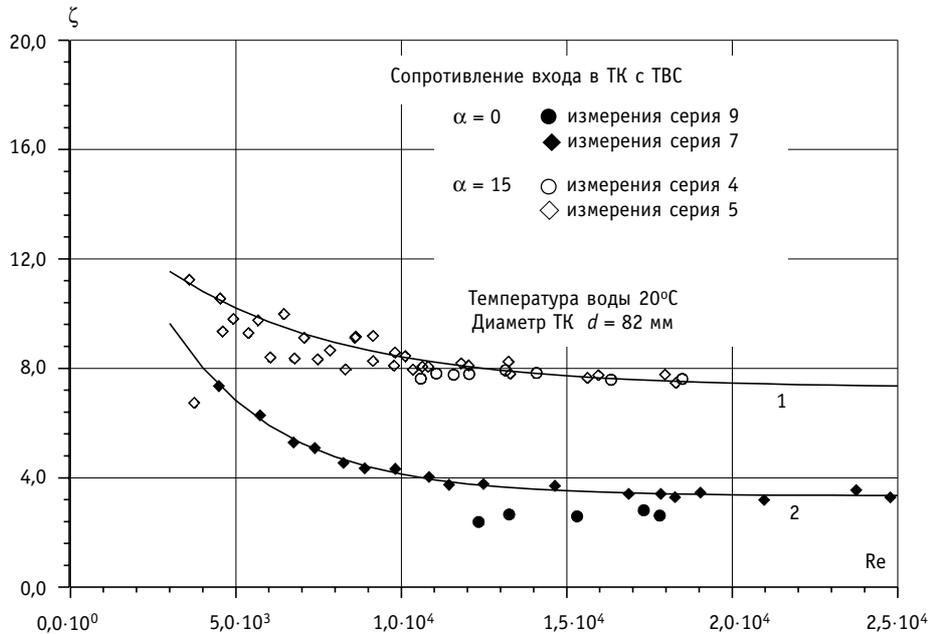


Рис. 8. Коэффициент сопротивления входа в ТК с ТВС. Пролитка при  $t = 20^\circ\text{C}$

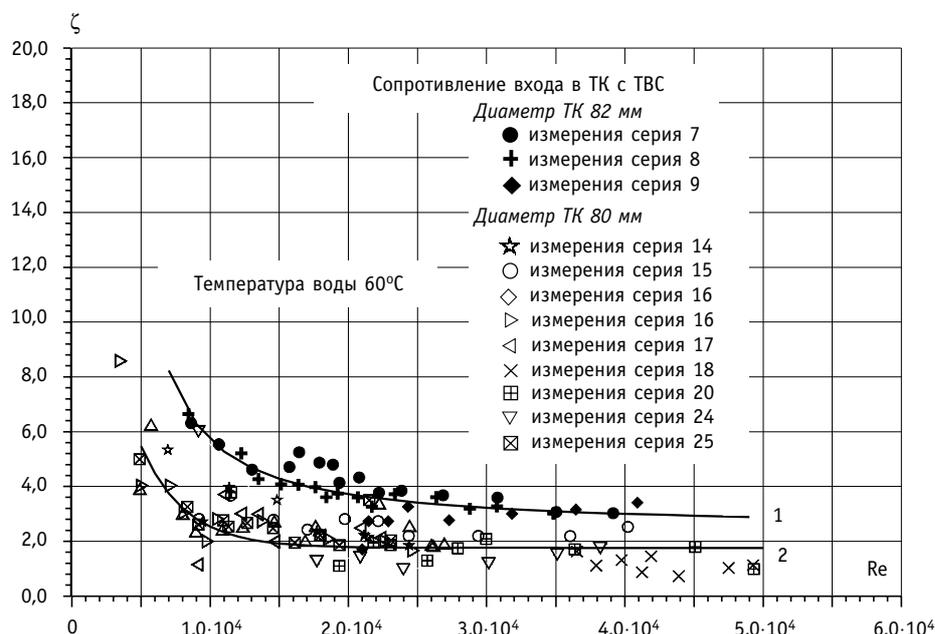


Рис. 9. Коэффициент сопротивления входа в ТК с ТВС при различных диаметрах технологического канала

Сравнение опытных данных по проливкам при различных диаметрах ТК приведено на рис. 9. Опытные данные по проливке с диаметром ТК  $d = 80$  мм хорошо аппроксимируются зависимостью вида

$$\zeta = 1,8 + 17,8 \exp\left(-\frac{Re}{3189}\right), 5 \cdot 10^3 \leq Re \leq 5 \cdot 10^4. \quad (10)$$

Как и в случае с полным сопротивлением ТК с ТВС, кривая 2 (проливка ТК с диаметром  $d = 80$  мм) получается параллельным переносом кривой 1, соответствующей проливке с диаметром ТК  $d = 82$  мм.

### ОПРЕДЕЛЕНИЕ ГИДРАВЛИЧЕСКОГО СОПРОТИВЛЕНИЯ ВЫХОДНОЙ ЧАСТИ ТК С ТВС

Как и в предыдущем случае испытания проводились при температуре теплоносителя 20 и 60°C. Результаты измерения коэффициента сопротивления выходного участка ТК с ТВС представлены на рис. 10. Полученные экспериментальные точки хорошо аппроксимируются зависимостью вида

$$\zeta = 3,0 + 31,6 \exp\left(-\frac{Re}{3884}\right), 5 \cdot 10^3 \leq Re \leq 5,5 \cdot 10^4. \quad (11)$$

Из графика видно, что изменение взаимной ориентации входного рассекателя и пучка твэл практически не оказывает влияния на величину коэффициента сопротивления выходного участка. Последнее обстоятельство может быть объяснено значительной, по сравнению с входным участком, затесненностью потока теплоносителя концевой дистанционирующей решеткой и одинаковой азимутальной перестройкой потока в системе струй на участке между концевой решеткой и выходным рассекателем.

При увеличении числа Рейнольдса коэффициент сопротивления выходного участка принимает практически постоянное значение  $\zeta \approx 3,25$ . Опытные данные по результатам проливки с изменением диаметра ТК не приводятся, поскольку экспери-

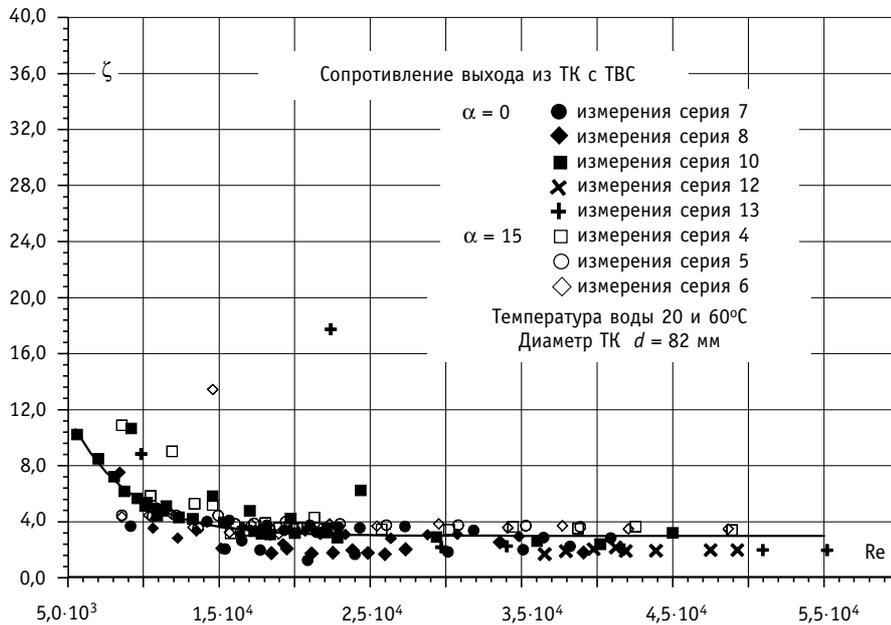


Рис. 10. Коэффициент сопротивления выхода из ТВС. Проливка при  $t = 20, 60 \text{ }^\circ\text{C}$

ментальные точки образуют достаточно плотное «облако» с приведенными на рис. 10 опытными данными и хорошо аппроксимируются зависимостью (11).

### ГИДРАВЛИЧЕСКОЕ СОПРОТИВЛЕНИЕ ОДИНОЧНОЙ ДИСТАНЦИОНИРУЮЩЕЙ РЕШЕТКИ

Проведение измерений перепада давления на одиночной ДР связано со значительными техническими трудностями обусловленными в первую очередь малыми значениями перепадов давления на исследуемом участке. Это обстоятельство приводит к значительному росту относительной ошибки при проведении гидравлических испытаний.

Поэтому оценка величины коэффициента местного сопротивления одной дистанционирующей решетки проводилась следующим образом. Из перепада давления ( $P_2 - P_5$ ) на длине ТВС, включающей десять дистанционирующих решеток, вычитался перепад давления на трение на этой длине. Оставшийся перепад давления принимался за величину потерь на десяти дистанционирующих решетках.

Для проведения расчета потерь давления на трение использовалась формула, приведенная в [4],

$$\lambda = 0,57 + 0,18(x - 1) + 0,53[1 - \exp(-A)]\lambda_2 \quad A = 0,58 + 9,2(x - 1) \quad \text{для } x > 1,02. \quad (11)$$

Величина относительного шага решетки  $\tau_{\text{вэл}}$  была равна 1,2.

Коэффициент сопротивления трения  $\lambda_1$  находился по общеизвестным зависимостям для турбулентного течения в гидравлически гладких трубах

$$\lambda_1 = \begin{cases} \frac{0,3164}{\text{Re}^{0,25}} \\ (1,82 \lg \text{Re} - 1,64)^{-2} \end{cases}, \quad (12)$$

где число Рейнольдса рассчитывалось по гидравлическому диаметру в пучке  $\tau_{\text{вэл}}$ .

Поскольку в эксперименте диаметр технологического канала составлял 82 мм, и на внешнюю обечайку дистанционирующей решетки наклеивалась накладка по ши-

рине дистанционирующей решетки, то возникла необходимость учета ее влияния на сопротивление ДР.

С учетом этого обстоятельства величина коэффициента сопротивления трения находилась следующим образом [5]:

$$\frac{\lambda_2}{\lambda_1} = 1 + \frac{\zeta_{CT} d}{\lambda_2 l}, \quad \zeta_{CT} = 13,8 \left( \frac{\delta}{d} \right)^{3/2}, \quad (13)$$

где  $\delta$  – толщина накладки на внешней обечайке дистанционирующей решетки;  $l$  – расстояние между дистанционирующими решетками; а  $\lambda_1$  находилась по формулам (12).

Общая последовательность расчета выглядит следующим образом. По одной из подходящих зависимостей (12) вычислялся коэффициент сопротивления трения  $\lambda_1$ . Затем, по формулам (13) вычисляются  $\zeta_{CT}$  и  $\lambda_2$ , и на основании формулы (11) – коэффициент сопротивления трения на всем участке пучка твэл.

На рис. 11 приведен график зависимости величины коэффициента местного сопротивления одной дистанционирующей решетки в зависимости от числа Рейнольдса с учетом поправки (13).

Аппроксимация экспериментальных данных позволила получить следующую зависимость для коэффициента сопротивления одиночной ДР:

$$\zeta_{DR} = 1,3 + 7,4 \exp\left(-\frac{Re}{6009}\right), \quad 1 \cdot 10^4 \leq Re \leq 5 \cdot 10^4. \quad (14)$$

Видно, что экспериментальные точки достаточно плотно ложатся друг к другу, а аппроксимирующая кривая имеет явно выраженный параболический характер. В области чисел Рейнольдса  $Re > 3 \cdot 10^4$  величина коэффициента сопротивления одиночной ДР составляет  $\approx 1,3$ .

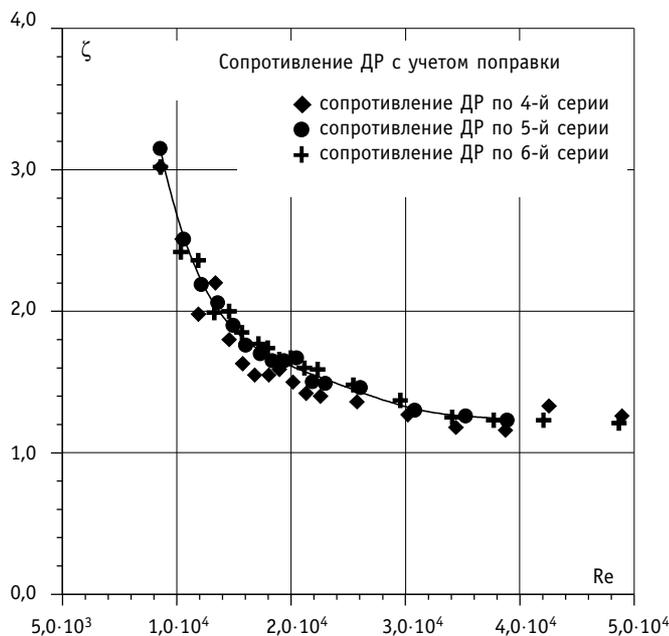


Рис. 11. Зависимость коэффициента сопротивления ДР от числа Рейнольдса (с учетом поправки)

### **СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ**

ТВС – тепловыделяющая сборка; ТК – технологический канал; ДР – дистанционирующая решетка; твэл – тепловыделяющий элемент; Re – число Рейнольдса.

### **Литература**

1. Авдеев Е. Ф., Чусов И. А., Белозеров В. И., Максимовский В. В., Устюжанин А. Я., Пашков С. П., Шувалов А. В. Верификация гидравлических характеристик стенда «Циркуляционная петля» // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2002. – № 4. – С. 46-53.
2. Долежал Н. А., Емельянов И. Я. Канальный ядерный энергетический реактор. – М.: Атомиздат, 1980.
3. Белянин Л. А., Лебедев Ю. В. и др. Безопасность АЭС с канальными реакторами. Реконструкция активной зоны. – М.: Энергоатомиздат, 1997.
4. Кириллов П. Л., Юрьев Ю. С., Бобков В. П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). – М.: Энергоатомиздат, 1990. – С. 358.
5. Альтишуль А. Д., Калицун В. И. Гидравлические сопротивления трубопроводов. – М.: Стройиздат, 1964.

Поступила в редакцию 1.06.2005

УДК 621.039.526

## ВЛИЯНИЕ ОТКЛОНЕНИЙ ГЕОМЕТРИИ ТРАКТА ДВУХПЕТЛЕВОЙ ГИДРАВЛИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ НА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЬ ОБЩЕГО КОЭФФИЦИЕНТА ГИДРОСОПРОТИВЛЕНИЯ

Ю.С. Юрьев\*, Ю.Д. Левченко\*, И.А. Чусов\*\*, А.А. Казанцев\*\*\*,  
И.Н. Леонов\*\*\*

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

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

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



Рассмотрена гидравлическая схема модели корпусного реактора с двумя параллельными потоками жидкости и с отклонениями геометрии тракта. Получены соотношения для оценки возможного разброса суммарного коэффициента гидросопротивления модели в зависимости от степени различия коэффициентов сопротивления частей модели, питающихся различными петлями.

### ВВЕДЕНИЕ

Гидравлическое моделирование проточной части корпусной реакторной установки представляет собой одну из наиболее сложных в техническом плане задач, которая в большинстве случаев сводится к определению величины суммарного коэффициента сопротивления гидромодели. Полученные в ходе проведения испытаний опытные данные, как правило, не «ложатся» плавно на одну кривую, а образуют «облако» точек в окрестности некоторого среднего значения. Величина разброса обусловлена не только погрешностью измерений и обработки данных эксперимента, но и случайными отклонениями геометрии тракта петель.

Ниже в рамках гидравлического подхода делается попытка объяснения величины разброса опытных данных за счет отклонений геометрии трактов двухпетлевой гидромодели реакторной установки. На рис. 1 показана рассматриваемая схема корпусного реактора с двумя параллельными потоками жидкости: правая часть тракта реактора, питающаяся правой петлей, имеет параметры с индексом 1 ( $G_1, \zeta_1, A_1, F_1, d_{T1}$ ), а левая – с индексом 2.

Интерес представляет случай, когда расходы по правой и левой петлям не равны между собой, т.е.  $G_1 \neq G_2$ .

**УРАВНЕНИЯ ГИДРАВЛИЧЕСКИХ ПОТЕРЬ**

Примем двухчленную форму для коэффициента гидравлического сопротивления [1, 2] для первого из потоков

$$\Delta p_1 = \left( \zeta_1 + \frac{A_1}{Re_1} \right) \frac{\rho W_1^2}{2}. \quad (1)$$

Вся совокупность различных составляющих гидравлических потерь представлена коэффициентом потерь в квадратичной области сопротивления  $\zeta_1$  и коэффициентом потерь в области вязкого течения  $A/Re_1$ ;  $Re_1 = \rho w_1 d_{\Gamma 1} / \mu$ . С учетом проходного сечения  $F_1$ , получим для расхода  $G_1$

$$\Delta p_1 = \frac{\zeta_1}{2\rho F_1^2} G_1^2 + \frac{A_1 \mu}{2\rho d_{\Gamma 1} F_1} G_1. \quad (2)$$

Первое слагаемое в этом выражении – квадратичное сопротивление, второе – линейное, соответствующее вязкому трению. Аналогично для второго из параллельных потоков

$$\Delta p_2 = \frac{\zeta_2}{2\rho F_2^2} G_2^2 + \frac{A_2 \mu}{2\rho d_{\Gamma 2} F_2} G_2. \quad (3)$$

Как видно, потоки реализуются в параллельных каналах с разными геометрическими характеристиками:  $\zeta_1 \neq \zeta_2$  – коэффициенты местных потерь;  $F_1 \neq F_2$  – проходные сечения;  $d_{\Gamma 1} \neq d_{\Gamma 2}$  – гидравлические диаметры;  $A_1 \neq A_2$  – параметр Пуазейля – ( $A_1 = 64$  – для трубы;  $A_1 = 96$  – для плоского канала и т.д.).

В зависимости от разности величин этих параметров различаются  $G_1$  и  $G_2$ , которые определяем из условия

$$\Delta p_1 = \Delta p_2, \quad (4)$$

$$\frac{\zeta_1}{2\rho F_1^2} G_1^2 + \frac{A_1 \mu}{2\rho d_{\Gamma 1} F_1} G_1 = \frac{\zeta_2}{2\rho F_2^2} G_2^2 + \frac{A_2 \mu}{2\rho d_{\Gamma 2} F_2} G_2. \quad (5)$$

Второе уравнение – баланс массовых расходов

$$G_1 + G_2 = G. \quad (6)$$

Исходный суммарный коэффициент гидравлического сопротивления всего аппарата  $\zeta_{\Sigma}$  есть

$$\Delta p_1 = \Delta p_2 = \zeta_{\Sigma} \frac{1}{2\rho} \left( \frac{G}{2F_0} \right)^2, \quad (7)$$

$$\zeta_{\Sigma} = \Delta p_1 2\rho \left( \frac{2F_0}{G} \right)^2, \quad (8)$$

где  $F_0$  – сечение патрубка (см. рис. 1).

**РЕШЕНИЕ ГИДРАВЛИЧЕСКОЙ ЗАДАЧИ**

Вводя относительные величины

$$g_1 = \frac{2G_1}{G}; \quad g_2 = \frac{2G_2}{G}, \quad (9)$$

получим систему

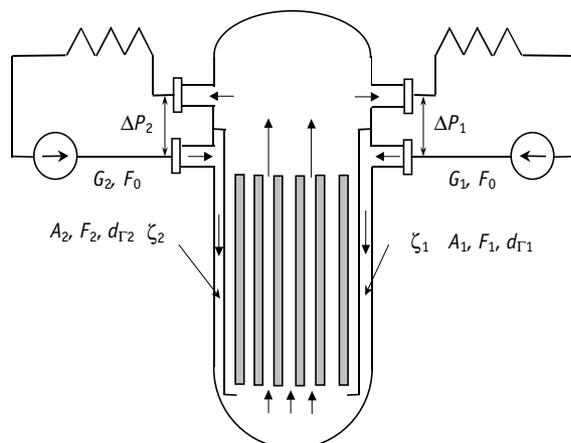


Рис. 1. Расчетная гидравлическая схема модели: индекс 1 – правая петля и правая часть корпуса модели; индекс 2 – левая петля и левая часть корпуса модели

$$\begin{cases} g_1 + g_2 = 2 \\ a_1 g_1^2 + b_1 g_1 = a_2 g_2^2 + b_2 g_2. \end{cases} \quad (10)$$

Она легко решается, однако выражения громоздки и неудобны для анализа. Поэтому, применяя линеаризацию в виде

$$G_1 = 1 + \Delta G, G_2 = 1 - \Delta G, \quad (11)$$

получим

$$\zeta_{\Sigma} = \zeta_1 \frac{F_0^2}{F_1^2} \left[ 1 + 2 \frac{(a_2 - a_1) + (b_2 - b_1)}{2a_1 + 2a_2 + b_1 + b_2} \right] + \frac{A_1 d_0 F_0}{Re_0 d_{\Gamma 1} F_1} \left[ 1 + \frac{(a_2 - a_1) + (b_2 - b_1)}{2a_1 + 2a_2 + b_1 + b_2} \right], \quad (12)$$

где

$$Re_0 = \frac{w_0 \rho d_0}{\mu} = \left( \frac{G}{2F_0} \right) \frac{d_0}{\mu} \quad (13)$$

– число Рейнольдса для патрубков.

После алгебраических преобразований окончательное выражение примет вид

$$\frac{\zeta_{\Sigma} F_1^2}{\zeta_1 F_0^2} = 1 + \frac{1}{Re_*} + \frac{1}{2} \left[ \frac{\zeta_2 - \zeta_1}{\zeta_1} - \left( 2 + \frac{1}{Re_*} \right) \frac{F_2 - F_1}{F_1} + \frac{A_2 - A_1}{A_1 Re_*} - \frac{d_{\Gamma 2} - d_{\Gamma 1}}{d_{\Gamma 1} Re_*} \right], \quad (14)$$

где  $Re_*$  – приведенное число Рейнольдса

$$Re_* = Re_0 \frac{2d_{\Gamma 1} F_0 \zeta_1}{d_0 F_1 A_1}. \quad (15)$$

### АНАЛИЗ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧИ

При отсутствии различий в геометрии параллельных потоков  $\zeta_1 = \zeta_2$ ;  $F_1 = F_2$ ;  $d_{\Gamma 1} = d_{\Gamma 2}$ ;  $A_1 = A_2$  получаем (рис. 2)

$$\frac{\zeta_{\Sigma} F_1^2}{\zeta_1 F_0^2} = 1 + \frac{1}{Re_*}. \quad (16)$$

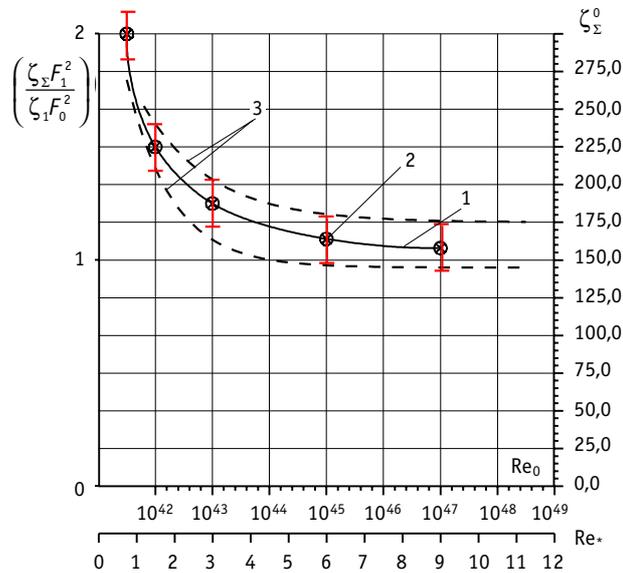


Рис. 2. Зависимость общего коэффициента гидросопротивления от чисел Рейнольдса: 1 –  $\zeta_{\Sigma}^0 = \zeta_{\Sigma}^0(Re_0)$  – традиционное представление зависимости для идеального случая без отклонения (индекс 0); 2 – зависимость в обобщенных координатах; 3 – возможный диапазон разброса  $\zeta_{\Sigma}$  при отклонении всех параметров на  $\pm 10\%$

При  $Re^* \rightarrow \infty$  имеем

$$\frac{\zeta_{\Sigma} F_1^2}{\zeta_1 F_0^2} \rightarrow 1, \tag{17}$$

относительный суммарный коэффициент гидравлического сопротивления всего аппарата в области автомодельности по числу Рейнольдса  $Re_0$ .

Физический смысл числа  $Re^*$  состоит в том, что при  $Re^* = 1$  (малые числа  $Re_0 = 0,5 \cdot 10^4$ ) вдвое увеличивается коэффициент сопротивления  $\zeta_{\Sigma}$ , а именно

$$\left. \frac{\zeta_{\Sigma} F_1^2}{\zeta_1 F_0^2} \right|_{Re^*=1} = 2. \tag{18}$$

Поэтому можно представлять результаты в традиционном (в наших обозначениях как  $Re_0$ ) и обобщенном виде, с приведенным числом Рейнольдса  $Re^*$ .

На совмещенном рис. 2 эта зависимость обозначена значком  $\otimes$ .

Проиллюстрируем величину эффекта. Пусть для примера

$$\frac{\zeta_2 - \zeta_1}{\zeta_1} = 0,1, \quad \frac{F_2 - F_1}{F_1} = -0,1, \quad \frac{A_2 - A_1}{A_1} = 0,1, \quad \frac{d_{\Gamma 2} - d_{\Gamma 1}}{d_{\Gamma 1}} = -0,1.$$

Тогда

$$\left( \frac{\zeta_{\Sigma} F_1^2}{\zeta_1 F_0^2} \right)^{MAX} = \left( 1 + \frac{1}{Re^*} \right) * 1,15.$$

Это означает, что при отклонениях всех параметров в одну сторону на 10% суммарный коэффициент сопротивления изменится на 15% (пунктир на рис. 2). При суммировании слагаемых как независимых случайных величин эффект снижается в  $\sim 2$  раза.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

При наличии внутри корпуса аппарата параллельных потоков их величина может согласованно изменяться вследствие несимметрии геометрии петель тракта и отклонений коэффициентов потерь внутри корпуса модели. При этом изменяется в ту или другую сторону суммарный коэффициент гидравлического сопротивления аппарата. Полученные формулы служат для приближенной количественной оценки этого эффекта. Расчеты показали, что сильное увеличение разброса происходит при малых числах Рейнольдса, когда реализуются линейные слагаемые потерь на трение. При росте чисел Рейнольдса разброс снижается.

### **Литература**

1. *Идельчик И.Е.* Справочник по гидравлическим сопротивлениям. – М.: Машиностроение, 1975.
2. *Идельчик И.Е.* Аэродинамика промышленных аппаратов. – М.: Машиностроение, 1983.
3. *Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П.* Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). – М.: Энергоатомиздат, 1990. – С. 358.
4. *Лятхер В.М., Прудовский А.М.* Гидравлическое моделирование. – М.: Энергоатомиздат, 1984.

Поступила в редакцию 15.03.2005



**В.А. Кутьков, В.В. Ткаченко, В.П. Романцов, В.А. Безруков,  
И.В. Долженков, А.Г. Алексеев**

**Основы радиационного контроля на АЭС:** Учебное пособие/Под ред. В.А. Кутькова, В.В. Ткаченко. - Москва-Обнинск: концерн "Росэнергоатом", ИАТЭ, 2005. - 268 с.

**А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.А. Трофимов**

**Методы контроля и снятия напряжений в основном металле и сварных соединениях конструкций АЭС.** - М.: Энергоатомиздат, 2005. - 269 с. ISBN 5-283-00779-0

**Г.М. Пшакин, Н.И. Гераскин, В.А. Апсэ, В.Б. Глебов,  
Ю.А. Коровин, В.М. Муругов, В.Н. Соснин, В.И. Савандер,  
А.Н. Шмелев**

**Ядерное нераспространение:** Учебное пособие. - М.: МИФИ, 2004. - 296 с.

**Р.П. Баклушин**

**Режимы АЭС с реакторами ВВЭР-440 при нарушениях нормальной эксплуатации:** Учебное пособие по курсу "Эксплуатация АЭС". - Обнинск: ИАТЭ, 2004. - 48 с.

## ФОРМИРОВАНИЕ ФУНКЦИОНАЛЬНОГО СЛОЯ НА ПОВЕРХНОСТИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЭЛЕМЕНТА ПОД ДЕЙСТВИЕМ ИМПУЛЬСНОГО ПУЧКА ЗАРЯЖЕННЫХ ЧАСТИЦ

**В.И. Бойко, Б.Е. Кадлубович, И.В. Ломов, В.Н. Нестеров,**

**И.В. Шаманин**

*Томский политехнический университет, г. Томск*



Рассмотрена возможность использования мощных импульсных пучков заряженных частиц для создания технологии нанесения функциональных покрытий и формирования функционального (защитного) слоя на поверхности ядерного топливного элемента. Технология рассматривается как альтернатива технологии формирования покрытий методом «псевдооживленного слоя». Приведены результаты экспериментов, показывающие работоспособность предлагаемой идеи.

### СОСТОЯНИЕ ПРОБЛЕМЫ

Энергетический комплекс России в настоящее время находится в состоянии стагнации. В ближайшие двадцать лет уровень необходимого энергообеспечения может быть обеспечен на базе имеющихся энерготехнологий, включая ядерные, при условии ежегодного ввода в строй ядерного энергоблока установленной электрической мощностью 1000÷1500 МВт. Через 10–15 лет уже будет ощущаться серьезный дефицит в качественно новых энергоисточниках. Объективно можно ожидать прорыва новых технологий в наиболее наукоемких сферах человеческой деятельности, в число которых входит ядерная энергетика [1].

В ближайшей перспективе предусматривается введение в строй высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов, тепловыделяющие элементы которых представляют собой графитовые конструкции, диспергированные ядерными топливными микроэлементами – «coated particles» [2]. Микросфера диаметром до 800 мкм представляет собой сферический ядерный керн (керамическое соединение делящегося материала) диаметром 350÷400 мкм, покрытый последовательными слоями пиролитического углерода и карбида кремния. Толщина каждого слоя составляет около 70 мкм.

Также рассматривается возможность использования технологии «coated particles» для формирования функциональных покрытий на ядерных топливных элементах стандартной конфигурации – цилиндрических таблетках диаметром 8÷12 мм и высотой до 15 мм [3]. Они предназначены для легководных реакторов

LWR (ВВЭР) и в этом случае требуется только один функциональный слой из карбида кремния, т.к. необходимости в совмещении ядерного топлива с графитовой матрицей нет.

Таким образом, одной из технологий, которые, возможно, обеспечат прорыв в ядерной энергетике, является технология «coated particles». Она повышает степень экологической приемлемости и, следовательно, конкурентоспособность ядерной энергетике на рынке энергетических технологий. Это достигается в первую очередь тем, что формирование функциональных слоев (покрытий) на поверхности ядерных топливных микроэлементов и элементов стандартной конфигурации создает дополнительный барьер безопасности.

Первый барьер безопасности – это сам топливный материал, который, по возможности, максимально должен удерживать в своем объеме продукты деления. Вторым барьером безопасности – это оболочка тепловыделяющего элемента, выполненная из цирконий-ниобиевого или цирконий-оловянного (циркалоя) сплава в случае стержневых тепловыделяющих элементов водоохлаждаемых реакторов, либо последовательность слоев пиролитического углерода и карбида кремния в случае высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов.

В керамическом ядерном топливе под действием облучения происходит накопление газообразных продуктов деления (ГПД), которые при высоких температурах диффундируют, но остаются в пределах оболочки либо функционального многослойного покрытия (второго барьера безопасности). Основными эффектами, вызванными облучением в мощном потоке нейтронов, являются радиационный рост и распухание [4]. Топливо растрескивается и может фрагментироваться. Вторым барьером безопасности способствует также сохранению целостности.

Формирование функционального слоя на поверхности топливной таблетки стержневого тепловыделяющего элемента водоохлаждаемого реактора создает дополнительный барьер безопасности между ядерным топливом и оболочкой из циркониевого сплава. Таким образом, технология «coated particles», разработанная для формирования покрытий на поверхности сферических микроэлементов, может быть использована в случае топливных таблеток стандартной конфигурации [3].

Технология «coated particles» реализована, как для сферических микроэлементов, так и для цилиндрических таблеток. Технология формирования функционального покрытия (последовательных покрытий) методом «псевдооживленного слоя» [5] разрабатывалась в течение 20 лет в Германии. Затраты на разработку составили несколько миллиардов DM. Основным недостатком технологии является ограниченный набор материалов (углерод, карбид кремния) и очень жесткие требования к постоянству термодинамических параметров среды, образованной осаждаемым на ядерный топливный элемент веществом. К нему добавилась сложность, вызванная нарушением сплошности слоя на кольцевой границе между боковой и торцевой поверхностями цилиндрической таблетки. Кроме того, нанесение металлических слоев методом «псевдооживленного слоя» на сегодняшний день не представляется возможным.

В этой связи была поставлена задача – рассмотреть возможность использования пучковых технологий для формирования функционального слоя на поверхности ядерно-топливного элемента (микроэлемента). Многолетние экспериментальные и расчетные исследования [6] показывают, что указанная задача может быть решена двумя путями.

### ОСАЖДЕНИЕ МАТЕРИАЛА МИШЕНИ, ОБЛУЧАЕМОЙ ИМПУЛЬСНЫМ ПУЧКОМ ЗАРЯЖЕННЫХ ЧАСТИЦ, НА ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЭЛЕМЕНТ

Данная идея поддержана Институтом исследований безопасности и реакторных технологий (ISR-2) Исследовательского центра (Forschungszentrum) г. Юлих (Jülich) и Высшей технической школой (RWTH) г. Аахен (Aachen), Германия.

При воздействии «под углом» на мишень мощного импульсного пучка заряженных частиц с ее поверхности «нормально» расширяется газоплазменный факел (см. рис.1). В случае мощного импульсного протонно-углеродного пучка, генерируемого в диоде с магнитной изоляцией [7] и радиус которого составляет около 2 см, на поверхности металлической мишени образуется газоплазменный факел. Его структура, зафиксированная стандартной электронно-оптической камерой АГАТ-СФ, приведена на рис. 2. Характерное время протекания гидрогазодинамических явлений (расширение и отрыв факела от поверхности мишени) составляет величину порядка микросекунд. При скорости расширения  $\sim 10^6$  см/с и временном интервале между началом формирования и моментом отрыва факела от поверхности мишени 5÷9 мкс его пространственная протяженность составляет 5÷9 см.

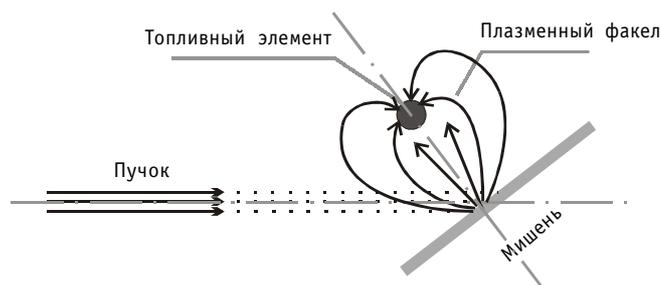


Рис.1. Геометрия системы: пучок – мишень – ядерный топливный элемент

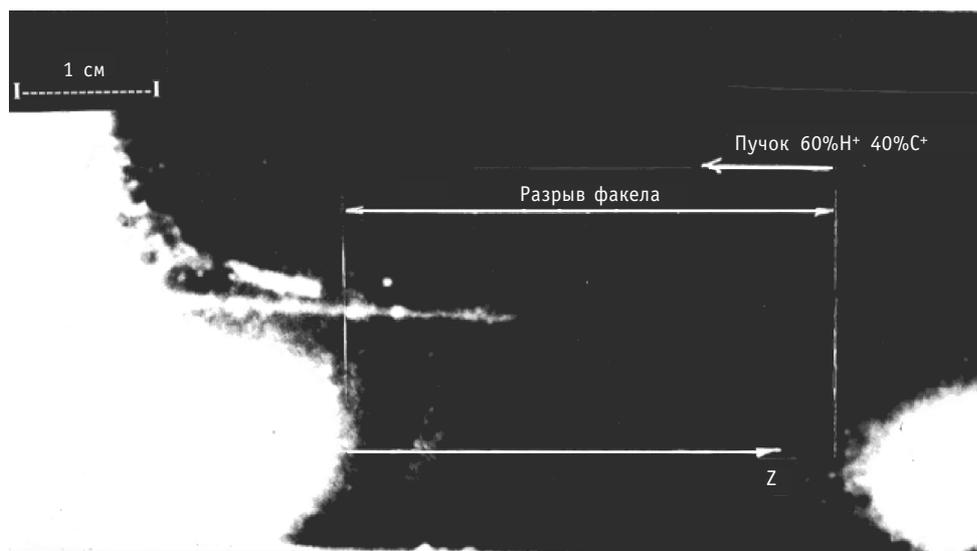


Рис. 2. Фотография свечения разлетающегося с поверхности алюминиевой мишени газоплазменного факела после окончания импульса тока протонно-углеродного пучка ( $t \gg 1$  мкс)

За один импульс ионного тока с облучаемой поверхности в газоплазменном факеле уносится: 2,06; 2,68; 3,99; 2,98 и 27,22 мг/см<sup>2</sup> для алюминиевой, железной, медной, вольфрамовой и свинцовой мишени соответственно. Вещество газоплазменного факела изотропно и равномерно [6] оседает на поверхность элемента любой конфигурации, помещенного в область расширения факела. Главное условие для этого – малые характерные размеры элемента по сравнению с размерами факела (~ 1 см). Для сферического ядерного топливного элемента диаметром 800 мкм это условие хорошо выполняется. Таким образом, за один импульс на поверхности элемента образуется слой металла толщиной 10÷40 мкм. Металл может быть любым. Перечень материалов, слои которых могут быть осаждены на поверхность керамического керна, очень широк (в том числе, графит и карбид кремния). Основное требование к ним – они должны находиться в твердом состоянии и быть предварительно освобождены от сорбированных примесей. Экспериментально установленные значения ряда параметров, приведенные выше, имеют место для конкретных условий генерации пучка [7]. Сочетание амплитудно-временных параметров импульсов ускоряющего напряжения и ионного тока, параметров мишени (плотность, заряд ядер атомов материала) определяет массу вещества, унесенного с поверхности мишени, геометрические размеры факела и, следовательно, толщину функционального слоя на поверхности ядерного топливного элемента. Все это относится и к случаю использования сильноточного импульсного электронного пучка для формирования газоплазменного факела.

Особенностью материала, образующего функциональное покрытие в данном случае, является его структура – она аморфная. В ней отсутствует «дальний порядок», который формируется в процессе нормальной кристаллизации из жидкого состояния и в технологии формирования функционального покрытия из «псевдоожоженного слоя». Неоспоримым преимуществом неупорядоченной аморфной структуры является чрезвычайная низкая проницаемость для ГПД. Коэффициенты диффузии газов в металле [8] уменьшаются более чем на порядок в случае, если они находятся в аморфном состоянии.

Таким образом, как показали эксперименты, идея формирования функционального покрытия на ядерном топливном элементе путем осаждения необходимого материала мишени (в том числе металла или сплава), облучаемой мощным импульсным пучком заряженных частиц, является работоспособной и обеспечивает серьезные преимущества возможной технологии.

### **ОБРАЗОВАНИЕ АМОРФНОГО, СТЕКЛОВИДНОГО ЗАЩИТНОГО СЛОЯ НА ПОВЕРХНОСТИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЭЛЕМЕНТА ПРИ НЕПОСРЕДСТВЕННОМ ВОЗДЕЙСТВИИ ИМПУЛЬСНОГО ПУЧКА ЗАРЯЖЕННЫХ ЧАСТИЦ**

При воздействии импульсного пучка заряженных частиц на поверхности металла или сплава образуется приповерхностный аморфный слой [6,9], характеризующийся повышенной твердостью, прочностью, коррозионной стойкостью, и, как отмечено выше, низкой проницаемостью для газов. Параметры пучка должны быть такими, чтобы на облучаемой поверхности в течение импульса тока пучка происходило плавление, а толщина расплавленного слоя была очень малой (~10 мкм) для его высокоскоростного охлаждения ( $10^6$ – $10^7$  К/с) за счет теплопереноса в объем облучаемой мишени. При этом затвердевание расплавленного приповерхностного слоя происходит не по классической схеме с образованием зародышей (кристаллизация), а образуется аморфная структура (аморфные металлические стекла). В случае керамических материалов, полученных методом прессования с

последующим спеканием (компактная двуокись урана, плутония или тория в стандартной топливной таблетке), процесс остекловывания поверхности происходит по той же схеме: образуется сплошной, прочный слой стеклообразной металло-керамики.

Таким образом, можно создать дополнительный барьер безопасности из материала топливного элемента за счет значительного снижения диффузии ГПД и за счет создания прочной «скорлупы», поддерживающей целостность ядерного топливного элемента.

В экспериментах использовался мощный импульсный электронный пучок микросекундной длительности, генерируемый установкой ОМЕГА-350 [10]. Ускорительный комплекс позволяет генерировать электронные пучки длительностью от 0,5 до 2,5 мкс при плотности тока до 50 кА/см<sup>2</sup> и энергией электронов до 350 кэВ, обеспечивая энергозапас пучка более 1кДж при КПД генерации около 65%.

Фотографии торцевой поверхности цилиндрической керамической таблетки, выполненной из ядерной функциональной керамики, приведены на рис. 3. Фотографии получены на металлографическом микроскопе ЕС МЕТАМ РВ-22. Фотография скола цилиндрической таблетки приведена на рис. 4.

Сравнение необлученного (рис. 3, а) и облученного (рис. 3, б) элементов указывает на изменение структуры после облучения и образование сплошного аморфного стекловидного слоя. Толщина аморфизированного слоя (рис. 4) составляет 10 ÷ 50 мкм на облученной поверхности.

Образование аморфизированного слоя может быть вызвано двумя причинами.

Первая – инициация каскадов смещений в кристаллической мишени при бомбардировке пучком тяжелых заряженных частиц (ионов) [11]. Каскады смещений существуют  $10^{-12} \div 10^{-10}$  с, после чего релаксируют. При высокой плотности имплантированных ионов (более  $10^{16}$  см<sup>-2</sup>) отдельные каскады накладываются друг на друга. Их релаксация подобна охлаждению со скоростями  $10^{13} \div 10^{15}$  К/с, вызывающему аморфизацию поверхностного слоя. В случае мишени из ядерного топливного мате-

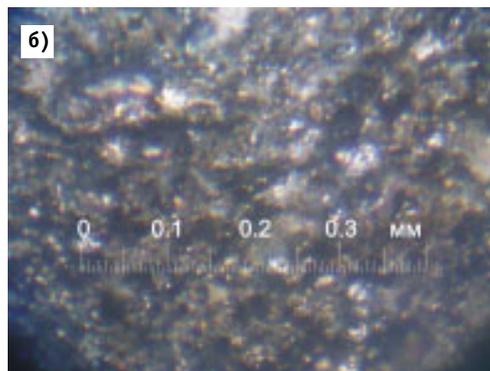
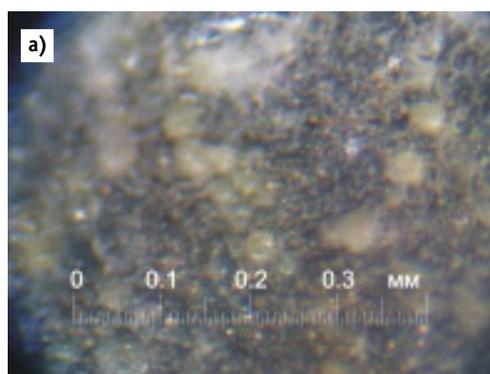


Рис. 3. Необлученный (а) и облученный (б) керамический материал (торец таблетки)

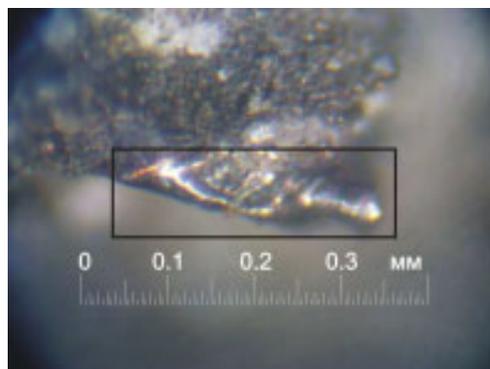


Рис. 4. Облученный керамический материал (скол таблетки)

риала, полученного методами порошковой металлургии, такой способ образования аморфной структуры не пригоден.

Вторая – сверхвысокоскоростное охлаждение и затвердевание из расплавленного (жидкого) состояния, вызванного воздействием мощного импульсного пучка заряженных частиц. Этот способ реализован в вышеописанных экспериментах.

При сверхвысоких скоростях охлаждения из жидкого состояния диффузионные процессы настолько замедляются, что подавляется образование зародышей и рост кристаллов. В этом случае при затвердевании образуется аморфная структура. В ней отсутствует дальний порядок и характерные особенности структуры поликристаллических сплавов: границы зерен, дислокации и другие дефекты [12]. Прямое доказательство факта образования аморфного слоя может быть получено в дифракционных исследованиях. Косвенно о данном факте могут свидетельствовать, например, изменения зеренной структуры и твердости.

Если макроструктуру поверхности рассматривать как фрактальную систему, то уменьшение размеров зерен должно соответствовать увеличению фрактальной размерности. Одной из основных характеристик фрактальной системы является фрактальная размерность  $N \approx R^D$ , где  $N$  – число структурных элементов, содержащихся в зародыше новой фазы;  $R$  – размер области, в которой определяется число структурных элементов;  $D$  – фрактальная размерность (характеристика того, как кластер заполняет занимаемое им пространство). Обработка фотографий позволила определить, что для необлученной поверхности  $D = 1,29$ , а для облученной (оплавленной) –  $D = 1,65$ . Средняя фрактальная размерность новой структуры выше, что свидетельствует об уменьшении размеров элемента ее периодичности (исчезновении дальнего порядка) и возможной аморфизации слоя.

Твердость по Виккерсу «классических» керамических материалов, полученных при спекании прессованных порошков, составляет величину около 600 HV10 [13]. Измерения, выполненные до облучения, показали значение 640÷660 HV10. После облучения твердость составила около 980 HV10, т.е. она возросла почти в 1,5 раза. Увеличение микротвердости поверхности сталей, облученных импульсным электронным пучком, в работе [11] связывают с фактом образования аморфной структуры за счет охлаждения расплавленного поверхностного слоя со скоростью  $6 \cdot 10^6$  К/с. Таким образом, имеется еще одно косвенное свидетельство о возможном образовании аморфной структуры в случае ядерной функциональной керамики.

Кроме отмеченных ранее преимуществ, при аморфизации повышается стойкость к усталостному разрушению, поскольку на облученной поверхности «залечиваются» микротрещины, а также уменьшается размер зерен от десятков микрон до долей микрона.

Таким образом, существует еще одна возможность создания функционального (защитного) слоя на поверхности ядерного топливного элемента стандартной конфигурации – непосредственное воздействие импульсного пучка заряженных частиц.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Проведенные эксперименты доказывают возможность использования пучковых технологий для решения одной из насущных проблем ядерной энергетики – повышения безопасности за счет увеличения количества ее барьеров. Технология формирования функциональных слоев (покрытий) на поверхности ядерных топливных элементов может базироваться на двух процессах: осаждении материала газоплазменного факела, расширяющегося с поверхности облучаемой мишени, и высокоскоростном охлаждении (замораживании) расплавленного под действием импульсного пучка заряженных частиц приповерхностного слоя.

### Литература

1. Вторая Международная конференция ENERGY STRAT'2004. Планирование развития энергетики: методология, программное обеспечение, приложения: Тезисы докладов. – М.: ФГУП ЦНИИА-ТОМИНФОРМ, 2004. – 64 с.
2. *Brown P.E., Fawcloth R.L.* Metal fission product behavior in high temperature reactors UO<sub>2</sub> coated particle fuel//J. Nuclear Materials. – 1976. – V. 59. – Issue 1. – P. 29-41.
3. *Alkan Z., Kugeler K., Kaulbarsch R., Manter C.* Silicon carbide encapsulated fuel pellets for light water reactors // Progress in Nuclear Energy. – 2001. – V. 38. – № 3-4. – P. 411-414.
4. *Белянин Л.А., Лебедев В.И., Гарусов Ю.В., Еперин А.П., Шмаков Л.В., Карраск М.П., Курносков В.А., Иванов В.А.* Барьеры безопасности на АЭС с канальными реакторами. – М.: Энергоатомиздат, 1997. – 192 с.
5. *Hase T., Suzuki H., Iseki T.* Formation process of I-SiC during reaction-centering//J. Nuclear Materials. – 1976. – V. 59. – Issue 1. – P. 42-48.
6. *Бойко В.И., Скворцов В.А., Фортков В.А., Шаманин И.В.* Взаимодействие импульсных пучков заряженных частиц с веществом. – М.: Физматлит, 2003. – 288 с.
7. *Алтухов Д.Е., Бойко В.И., Шаманин И.В.* Динамика формирования, параметры и структура газо-плазменного факела, образующегося при воздействии на металл мощного импульсного ионного пучка//Теплофизика высоких температур. – 1996. – Т. 34. – № 3. – С. 341-348.
8. *Коган Я.Д., Колачев Б.А., Левинский Ю.В. и др.* Константы взаимодействия металлов с газами: Справочник. – М.: Металлургия, 1987. – 368 с.
9. *Белый А.В., Кукаренко В.А., Лободаева О.В., Таран И.И., Ших С.К.* Ионно-лучевая обработка металлов, сплавов и керамических материалов. – Минск: Изд-во Физико-технического института НАН Беларуси, 1998. – 220 с.
10. *Шаманин И.В., Кадлубович Б.Е., Колбаенков А.А.* Сильноточный микросекундный ускоритель электронов ОМЕГА-350//Известия ТПУ: Проблемы и перспективы технологий атомной промышленности. – 2002. – Т. 305. – № 3. – С. 305-309.
11. *Диденко А.Н., Лигачев А.Е., Куракин И.Б.* Воздействие пучков заряженных частиц на поверхность металлов и сплавов. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 184 с.
12. *Арзамасов Б.Н., Макарова В.И., Мухин Г.Г. и др.* Материаловедение: Учебник для вузов/Под общ. ред. Б.Н. Арзамасова, Г.Г. Мухина. – М.: Изд-во МГТУ им. Н.Э.Баумана, 2002. – 648 с.
13. *Ма Б.М.* Материалы ядерных энергетических установок. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 408 с.

Поступила в редакцию 1.04.2005

# ОЦЕНКА РЕСУРСА РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА ЯЧЕЕК СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ С УЧЕТОМ ДЕГРАДАЦИИ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ

**В.И. Бойко\*, В.В. Шидловский\*\*, П.М. Гаврилов\*\*, В.Н. Нестеров\*,  
И.В. Шаманин\*, А.В. Ратман\*\*\***

\* *Томский политехнический университет, г. Томск*

\*\* *ФГУП Сибирский химический комбинат, г. Северск*

\*\*\* *ФГУП Горно-химический комбинат, г. Железногорск*



Проведена оценка реалистичных распределений ресурса графита канальных водоохлаждаемых реакторов с графитовым замедлителем. При этом во внимание приняты изменения условий теплообмена и теплопереноса, вызванные деградацией теплофизических свойств и формоизменением элементов конструкции. Учтены особенности, обусловленные различиями спектров потоков нейтронов и характеристик поля  $\gamma$ -излучения в топливных каналах и каналах системы управления и защиты.

## СОСТОЯНИЕ ПРОБЛЕМЫ

Анализ современного состояния графитовых кладок реакторов типа АДЭ показывает, что среднее значение набранного флюенса на внутренней поверхности графитового блока ячеек системы управления и защиты (СУЗ), как правило, в три раза ниже среднего по активной зоне (АЗ) значения флюенса.

В диапазоне температуры облучения 100÷300°C в графите присутствуют межузлия и вакансии, они и определяют изменения параметров кристаллической решетки и соответствующих свойств графита. В этом диапазоне уменьшение температуры облучения и плотности потока  $\gamma$ -излучения, благодаря снижению термического и радиационного  $\gamma$ -отжига, приводят к увеличению концентрации дефектов и, как следствие, к уменьшению критического флюенса нейтронов. Эту ситуацию можно прокомментировать примером. В уран-графитовых реакторах графит эксплуатируется не только в блоках при высокой температуре, но и в вытеснителях стержней СУЗ, где на начальной стадии эксплуатации за счет малого зазора между трубой вытеснителя и графитом температура облучения составляет около 100°C. При этой температуре и относительно малой плотности потока  $\gamma$ -излучения увеличение параметра, характеризующего степень поврежденности структуры графита, приводит к распуханию графита, растрескиванию оболочки и выходу СУЗ из строя. В дальнейшем этот зазор был увеличен от 0,125 до 1,125 мм на сторону с сохранением прежней массы графита. Это увеличило технологический за-

---

© *В.И. Бойко, В.В. Шидловский, П.М. Гаврилов, В.Н. Нестеров, И.В. Шаманин, А.В. Ратман, 2005*

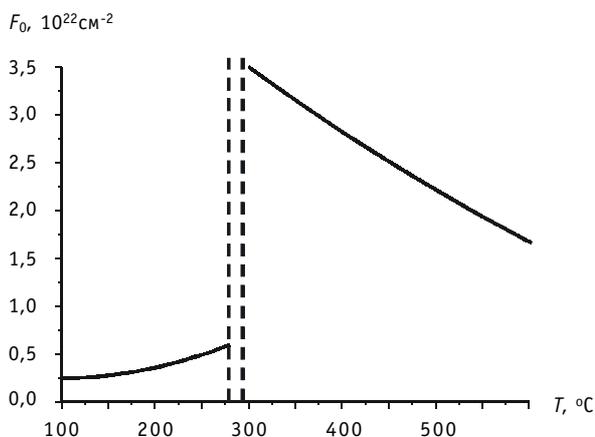


Рис. 1. Зависимость значения критического флюенса от эквивалентной температуры облучения (плотность потока  $\gamma$ -излучения  $\Phi_\gamma = 5 \cdot 10^{14} \text{ c}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}$ )

зор и повысило температуру облучения графита, что и обеспечило работу СУЗ. Зависимость значения критического флюенса от «эквивалентной температуры облучения» представлен на рис. 1 [1]. Термин «эквивалентная температура облучения» означает температуру, обусловленную внутренним, пространственно-распределенным в объеме графитовой конструкции, источником тепловыделения за счет процессов замедления нейтронов и поглощения  $\gamma$ -излучения [2].

В этой связи в работе была поставлена цель: разработать методику расчета и определить распределение ресурса по радиусу графитового блока в центральной ячейке СУЗ, а также на основе методики, изложенной в [3], определить влияние деградации теплофизических свойств на ресурс реакторного графита.

В этой связи в работе была поставлена цель: разработать методику

### ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

На предварительном этапе расчета предполагается, что распределение плотности потока быстрых нейтронов по АЗ равномерно. Плотность потока быстрых нейтронов ( $\Phi_6$ ) разделяется на плотность потока повреждающих нейтронов  $\Phi_n$  ( $E_n > 0,18 \text{ МэВ}$ ) и не повреждающих нейтронов ( $0,18 \text{ МэВ} > E_n > 340 \text{ эВ}$ ). Так же разделяются плотности потоков резонансных нейтронов ( $\Phi_p$ ) и тепловых нейтронов ( $\Phi_T$ ). Оценки показывают, что плотности потоков нейтронов для водоохлаждаемых графитовых реакторов соотносятся примерно как:

$$\Phi_6 / \Phi_n = 2,75; \quad \Phi_6 / \Phi_p = 2,17; \quad \Phi_p / \Phi_T = 0,4.$$

Значение плотности потока быстрых нейтронов в каналах СУЗ определяется при решении уравнения диффузии с граничными условиями вида:

$$\frac{d\Phi_6(0)}{dr} = 0, \tag{1}$$

$$\Phi_6(R_3) = \frac{\bar{\Phi}_6}{2} \left\{ 1 + \exp \left[ -2(\Sigma_a + \Sigma_3)R_3 \int_0^\pi \sin\varphi d\varphi \right] \right\} = \frac{\bar{\Phi}_6}{2} \{ 1 + \exp[-4(\Sigma_a + \Sigma_3)R_3] \}, \tag{2}$$

где  $\bar{\Phi}_6$  – среднее значение плотности потока быстрых нейтронов в соседних топливных каналах;  $\Sigma_a$  – среднее по ячейке макроскопическое сечение поглощения нейтронов;  $\Sigma_3$  – среднее по ячейке макроскопическое сечение замедления нейтронов;  $R_3$  – эквивалентный радиус графитового блока. Интегрирование по  $\varphi$  проводится в соответствии с рис. 2.

В результате рассеяния нейтрон может потерять незначительную долю энергии и остаться быстрым. Поэтому во внимание необходимо принимать только сечение замедления, когда нейтрон замедляется до области резонансов или ниже.

Объемная плотность энергосвечения в каждой точке определяется соотношением:

$$q_v(r) = E_n \xi \Sigma_s \Phi_6(r) \Delta, \quad (3)$$

где  $E_n$  – средняя энергия быстрых нейтронов;  $\xi$  – средняя логарифмическая потеря энергии;  $\Sigma_s$  – макроскопическое сечение рассеяния нейтронов;  $\Phi_6(r)$  – плотность потока быстрых нейтронов;  $\Delta$  – параметр, характеризующий отношение суммарного энерговыделения (за счет замедления нейтронов и рассеяния  $\gamma$ -квантов) к энерговыделению только за счет замедления нейтронов.

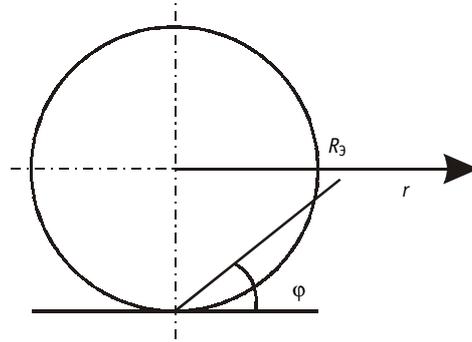


Рис. 2. Геометрия интегрирования

### ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЕ В КОЛОННЕ СУЗ ЗА СЧЕТ РАССЕЯНИЯ И ПОГЛОЩЕНИЯ ГАММА-КВАНТОВ

Для определения тепловыделения за счет  $\gamma$ -квантов в графитовом блоке необходимо разделить ячейку СУЗ на две зоны: 1 – гомогенизированный технологический канал СУЗ; 2 – графитовый блок.

Коэффициент поглощения энергии  $\gamma$ -излучения определяется соотношением:

$$\mu_{aj} = W_{aj} \rho, \quad (4)$$

где  $W_{aj}$  – массовый коэффициент поглощения энергии  $\gamma$ -излучения  $j$ -ой энергетической группы;  $\rho$  – плотность материала.

Коэффициент поглощения энергии  $\gamma$ -излучения для химического соединения определяется из соотношения:

$$\mu_{aj}^{\text{соед}} = \sum_i W_{ai} \rho_i \frac{N_i^{\text{соед}}}{N_i}, \quad (5)$$

где  $i$  – номер элемента, входящего в соединение;  $W_{aj}$ ,  $\rho_i$  и  $N_i$  – массовый коэффициент поглощения энергии  $\gamma$ -излучения, плотность и ядерная концентрация для чистого вещества  $i$ -го элемента в нормальных условиях соответственно;  $N_i^{\text{соед}}$  – концентрация  $i$ -го элемента в соединении.

Вероятности выхода ( $P_{0j}$ ) и поглощения ( $P_j$ ) энергии  $\gamma$ -квантов, рожденных в зоне 1 или 2, определяются из предположения, что источники  $\gamma$ -квантов в объеме зоны изотропны и распределены равномерно, а фактор накопления поглощенной энергии представлен в экспоненциальной форме. Для тел правильной геометрической формы данные вероятности связаны между собой простым соотношением [2]:

$$P_j = 1 - P_{0j}. \quad (6)$$

Для элементов произвольной геометрической формы вероятность выхода энергии  $\gamma$ -квантов определяется соотношением:

$$P_{0j} = \frac{1}{1 + \frac{4V}{S} \mu_{aj}}, \quad (7)$$

и называется рациональным приближением Вигнера. Здесь  $V$  и  $S$  – объем и поверхность зоны.

Вероятности выхода энергии  $\gamma$ -квантов из первой во вторую зону и из второй в первую определяются соотношениями:

$$P_j^{1 \rightarrow 2} = P_{0j}^1; \quad (8)$$

$$P_j^{2 \rightarrow 1} = \frac{\mu_{aj}^1 V^1}{\mu_{aj}^2 V^2} P_j^{1 \rightarrow 2}. \quad (9)$$

Если плотность мощности источников  $\gamma$ -излучения для  $j$ -ой энергетической группы в зонах 1 и 2 обозначить  $E_j S_{\gamma_j}^1$  и  $E_j S_{\gamma_j}^2$ , то тепловыделение за счет  $\gamma$ -квантов в зонах 1 и 2 ( $Q^1$  и  $Q^2$ ) может быть определено по соотношениям:

$$Q^1 = \sum_j [E_j S_{\gamma_j}^1 V^1 (1 - P_j^{1 \rightarrow 2}) + E_j S_{\gamma_j}^2 V^2 P_j^{2 \rightarrow 1}]; \quad (10)$$

$$Q^2 = \sum_j [E_j S_{\gamma_j}^1 V^1 P_j^{1 \rightarrow 2} + E_j S_{\gamma_j}^2 V^2 (1 - P_j^{2 \rightarrow 1})], \quad (11)$$

где  $E_j$  – средняя эффективная энергия  $\gamma$ -квантов  $j$ -ой группы;  $S_{\gamma_j}$  – число  $\gamma$ -квантов, генерируемых в единичном объеме в единицу времени, и определяемое соотношением

$$S_{\gamma_j} = v_{\gamma_j} n_a, \quad (12)$$

где  $v_{\gamma_j}$  – число  $\gamma$ -квантов, рождаемых в одном акте поглощения теплового нейтрона;  $n_a = \Phi_T \Sigma_a$  – среднее число поглощений в объеме зоны, где  $\Phi_T$  – среднее по АЗ значение плотности потока тепловых нейтронов;  $\Sigma_a$  – макроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов. Во внимание принималось 6 энергетических групп  $\gamma$ -излучения.

В расчетах по приведенным выше соотношениям было определено, что энерговыделение в колонне СУЗ (в случае извлеченного стержня) за счет  $\gamma$ -квантов составляет около 6,5 кВт. При этом в графите  $Q_n \approx 12$  кВт за счет замедления нейтронов;  $Q_\gamma \approx 5$  кВт за счет рассеяния  $\gamma$ -квантов. Относительно малое значение энерговыделения за счет  $\gamma$ -квантов можно объяснить тем, что в этом случае в ячейке СУЗ нет материалов, которые образовали бы достаточно большое количество высокоэнергетических  $\gamma$ -квантов при поглощении тепловых нейтронов. Таким образом, значение коэффициента  $\Delta \approx 1,4$ .

Значение энерговыделения в колонне СУЗ со стержнем за счет  $\gamma$ -квантов составляет около 20 МВт. Такое энерговыделение имеет место в гипотетическом случае, когда реактор, работающий на номинальной мощности, полностью останавливают одним стержнем (энергия нейтронов преобразуется в основном в энергию  $\gamma$ -квантов). В этом случае необходимо анализировать протекающие процессы в динамике. Если же учитывать, что отношение плотностей потоков тепловых нейтронов и соответственно количества генерируемых  $\gamma$ -квантов в стержне СУЗ и во всей ячейке соотносятся как

$$\theta = \frac{\int_{V_{СУЗ}} \Sigma_a^{СУЗ} \Phi_T^{СУЗ} dV_{СУЗ}}{\int_{V_{СУЗ}} \Sigma_a^{СУЗ} \Phi_T^{СУЗ} dV_{СУЗ} + \int_{V_0} \Sigma_a^0 \Phi_T^0 dV_0}, \quad (13)$$

где  $\Sigma_a^{СУЗ}$ ,  $\Phi_T^{СУЗ}$  и  $V_{СУЗ}$  – средние по стержню СУЗ значения макроскопического сечения поглощения тепловых нейтронов, плотности потока тепловых нейтронов и объем стержня СУЗ соответственно;  $\Sigma_a^0$ ,  $\Phi_T^0$  и  $V_0$  – средние по ячейке, за вычетом стержня СУЗ, значения макроскопического сечения поглощения тепловых нейтронов, плотности потока тепловых нейтронов и объем ячейки без стержня СУЗ. Из выражения (13) следует соотношение для определения среднего значения плотности потока тепловых нейтронов в стержне СУЗ:

$$\Phi_{\tau}^{CV3} = \frac{\sum_a^0 (R_3^2 - R_{CV3}^2)}{\theta \sum_a^{CV3} R_{CV3}^2} \Phi_{\tau}^0, \quad (14)$$

где  $R_{CV3}$  – радиус стержня СУЗ.

Значение коэффициента  $\theta$  определяется соотношением [4]:

$$\theta = \frac{2}{\chi^2 R_3^2} \left[ 0,116 - \ln(\chi R_{CV3}^{эф}) \right]^{-1}, \quad (15)$$

где  $\chi = \pi/H_{эф}$  – геометрический параметр, где  $H_{эф}$  – эффективная высота АЗ;  $R_{CV3}^{эф}$  – эффективный радиус стержня СУЗ.

В расчетах по приведенным выше соотношениям было определено, что значение энерговыделения в колонне СУЗ со стержнем за счет  $\gamma$ -квантов составляет около 22 кВт. При этом в графите энерговыделение за счет замедления нейтронов изменяется менее чем на 1%, а  $Q_{\gamma} \approx 16$  кВт. Таким образом, значение коэффициента  $\Delta \approx 2,33$ .

### ЭКВИВАЛЕНТНАЯ ТЕМПЕРАТУРА ОБЛУЧЕНИЯ ГРАФИТА

Расчеты показали, что существенного различия в распределении плотности потока быстрых нейтронов для графитового блока ячейки СУЗ в обоих случаях (со стержнем и без стержня) нет. Основное различие – это изменение (5÷16 кВт) энерговыделения за счет  $\gamma$ -квантов, поэтому расчет можно вести в рамках одной методики.

Среднее значение объемной плотности тепловыделения по графитовому блоку определяется соотношением:

$$\bar{q}_v = \frac{\sum_{i=1}^I q_{v_i} 2r_i (r_i - r_{i-1})}{(R_3^2 - R_{TK}^2)}, \quad (16)$$

где  $i$  – номер расчетного узла по радиальной координате;  $q_{v_i}$  – объемная плотность тепловыделения в  $i$ -ом узле, определяемая по соотношению (3);  $R_{TK}$  – радиус технологического канала.

Среднее значение линейной плотности тепловыделения определяется соотношением

$$\bar{q}_l = \bar{q}_v \pi (R_3^2 - R_{TK}^2). \quad (17)$$

Значение температуры на внутренней поверхности графитового блока ( $i = 0$ ) определяется соотношением

$$T_{i=0}(R_{TK}) = T_{TH} + \frac{\bar{q}_l}{2\pi R_{TK}} \left( \frac{1}{\alpha} + \frac{\delta_{тр}}{\lambda_{тр}} + R_{ззз} \right), \quad (18)$$

где  $T_{TH}$  – средняя температура теплоносителя в канале СУЗ;  $\alpha$  – коэффициент теплоотдачи;  $\delta_{тр}$  – толщина трубы технологического канала;  $\lambda_{тр}$  – коэффициент теплопроводности для материала трубы технологического канала;  $R_{ззз}$  – термическое сопротивление зазора, заполненного азотно-гелиевой смесью.

Энергия, отводимая из всего объема графитового блока на единицу длины технологического канала, равна средней линейной плотности тепловыделения

$$Q_{i=0} = \bar{q}_l.$$

Энергия, отводимая из графита, расположенного между  $i$ -м радиусом и эквивалентным радиусом. Она определяется соотношением [5]:

$$Q_i = Q_{i-1} - q_{v_i} 2\pi r_i (r_i - r_{i-1}). \quad (19)$$

Распределение эквивалентной температуры облучения графитового блока по радиальной координате определяется соотношением

$$T_i = T_{i-1} + \frac{r_i - r_{i-1}}{2\pi r_{i-1} \lambda} Q_i. \quad (20)$$

### КРИТИЧЕСКИЙ ФЛЮЕНС И РАСПРЕДЕЛЕНИЕ РЕСУРСА

Значение критического флюенса является сильной функцией эквивалентной температуры облучения. Функциональная зависимость критического флюенса удовлетворительно описывается полиномами 2-ой степени:

$$F(T) = F_0(T_0) \cdot \left[ a_0 + a_1 \left( \frac{T}{T_0} \right) + a_2 \left( \frac{T}{T_0} \right)^2 \right], \quad (21)$$

где  $F_0(T_0)$  – значение критического флюенса для  $T_0 = 300^\circ\text{C}$ ;  $a_0$ ,  $a_1$  и  $a_2$  – коэффициенты полиномиальной аппроксимации, полученные для различных значений сопутствующего потока  $\gamma$ -излучения (см. табл. 1). При определении коэффициентов полинома были использованы экспериментальные пары значений  $F$  и  $T$  для графита марки ГР-280 [1].

Если считать, что отношение значения критического флюенса к набранному за год флюенсу характеризует срок безопасной эксплуатации графита (ресурс), распределение ресурса по радиусу графитового блока можно представить в графическом виде (см. рис. 3, 4).

Таблица 1

#### Распределение ресурса графита по радиусу ячейки для различных плотностей потоков $\gamma$ -излучения

$r$ , см	Ресурс реакторного графита, лет					
	4,4	16	23	24	17	9
5,36	18	26	27	19	9	23
6,32	19	29	30	21	10	28
7,28	21	33	35	24	11	35
8,24	24	38	40	27	13	44
9,2	28	45	46	32	15	54
10,16	33	52	54	37	19	67
11,12	40	62	64	44	22	83
12,08	48	75	78	54	27	103
13,04	59	92	95	66	34	128
14	73	114	118	82	42	160
Значения плотностей потоков $\gamma$ -излучения и коэффициентов полинома						
$\Phi_\gamma$ , $\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$	$5 \cdot 10^{14}$	$4 \cdot 10^{13}$	$4 \cdot 10^{13}$	$5 \cdot 10^{14}$	$10^{16}$	$4 \cdot 10^{13}$
$F_0$ , $10^{22} \text{ см}^{-2}$	3,50	4,70	4,74	3,50	1,93	3,47
$a_0$	1,69	1,30	1,24	1,50	1,93	0,57
$a_1$	-0,78	-0,22	-0,15	-0,51	-1,13	0,62
$a_2$	0,09	-0,07	-0,09	0,02	0,20	-0,19
Примечание	[1]	РБМК [1]	[1]	[1]	[1]	РБМК [6]

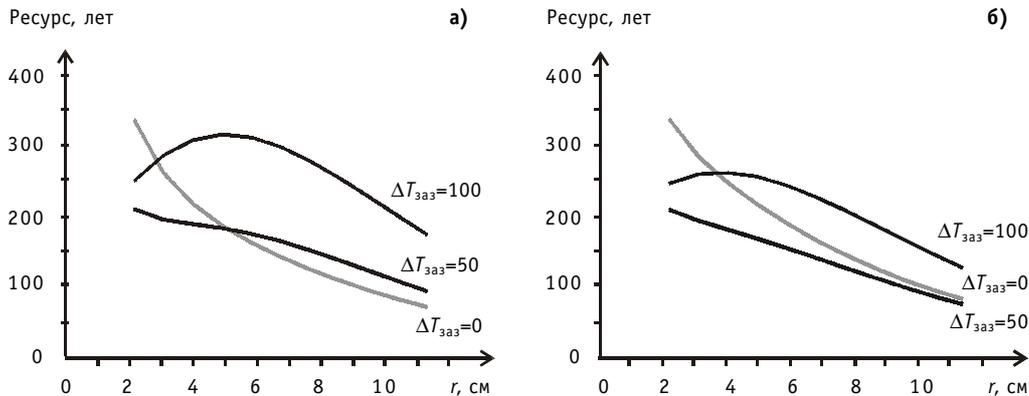


Рис.3. Распределение ресурса по радиусу графитового блока в случаях: а) стержень СУЗ находится в АЗ; б) извлечен из АЗ (плотность потока сопутствующего  $\gamma$ -излучения  $\Phi_\gamma = 4 \cdot 10^{13} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$ )

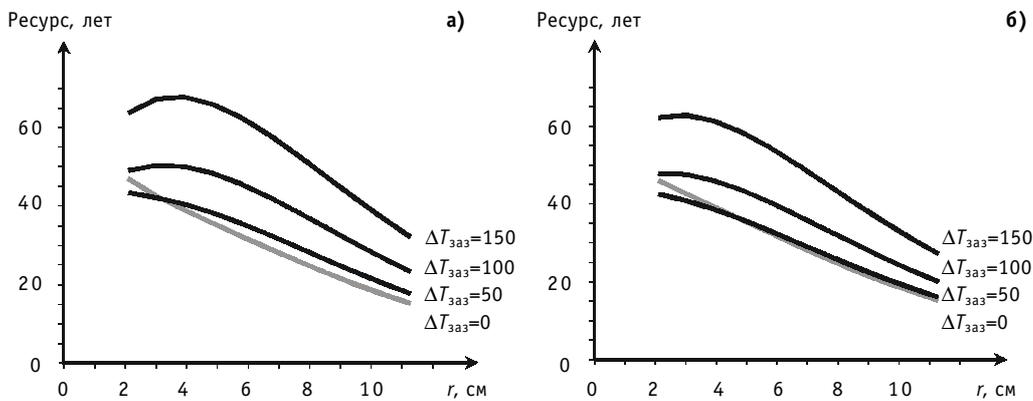


Рис. 4. Распределение ресурса по радиусу графитового блока в случаях: а) стержень СУЗ находится в АЗ; б) извлечен из АЗ (плотность потока сопутствующего  $\gamma$ -излучения  $\Phi_\gamma = 5 \cdot 10^{14} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$ )

### ВЛИЯНИЕ ДЕГРАДАЦИИ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ НА РЕСУРС ГРАФИТА

При выбранном распределении тепловыделения по активной зоне область «плато» составляет около 20%. Под «плато» понимается та область активной зоны, в которой плотность потока повреждающих нейтронов и сопутствующего  $\gamma$ -излучения в различных ячейках (колоннах) отличается не более чем на 5÷7%. Центральная ячейка является наиболее энергонапряженной и с погрешностью не более 7% характеризует значение ресурса во всей области плато. Поэтому достаточным является определение распределения ресурса графита по радиусу центральной ячейки и влияния на него нейтронно- и теплофизических параметров эксплуатации. В ходе расчетов по методике [3] получены следующие результаты.

1. Определение ресурса реакторного графита по среднему значению плотности потока повреждающих нейтронов приводит к серьезной ошибке на качественном и количественном уровнях (см. рис. 5).

2. Вклад  $\gamma$ -излучения в энерговыделение в графите зависит не только от величины плотности потока  $\gamma$ -излучения, но и от его спектра, т.е. при одном и том же значении плотности потока  $\gamma$ -излучения коэффициент, учитывающий отношение тепловыделения в графите за счет  $\gamma$ -квантов и нейтронов к тепловыделению только за счет нейтронов, может быть разным. В связи с этим определено распределе-

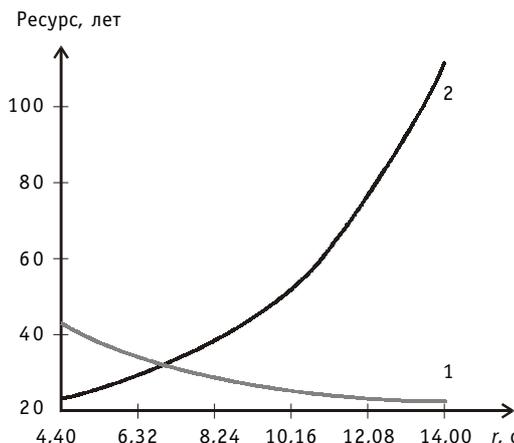


Рис. 5. Распределение ресурса реакторного графита по радиусу ячейки при различных распределениях плотностей потока быстрых нейтронов: 1 – равномерное; 2 – неравномерное

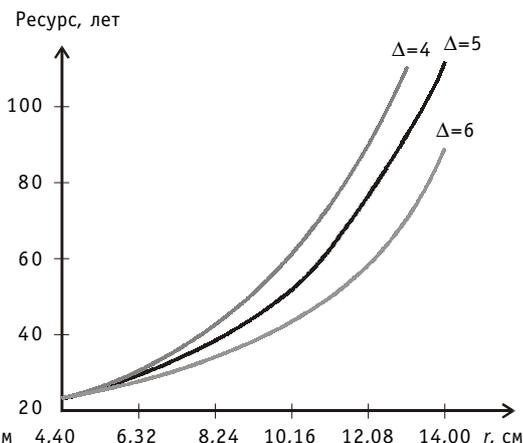


Рис. 6. Распределение ресурса реакторного графита по радиусу центральной ячейки для разных значений коэффициента  $\Delta$

ние ресурса реакторного графита по радиусу графитового блока для различных  $\Delta$ . Результат представлен на рис. 6.

3. Для различных значений плотностей потоков сопутствующего  $\gamma$ -излучения получено распределение ресурса реакторного графита по радиусу центральной ячейки (см. табл. 1). При этом значение коэффициента теплопроводности графита было выбрано равным 17 Вт/(м·К); термическое сопротивление азотно-гелиевого зазора задавалось соотношением  $R_{\text{заяз}} \approx 80/q_s^{\text{max}}$ , где  $q_s^{\text{max}}$  – максимальная плотность теплового потока;  $\Delta = 5$ .

4. Значение коэффициента теплопроводности для «свежего» графита марки ГР-280 составляет около 100 Вт/(м·К) [7], в процессе облучения графита значение снижается. Также происходит формоизменение графита, в результате чего величина азотно-гелиевого зазора уменьшается. Соответственно снижается значение термического сопротивления зазора. Были рассмотрены два случая:  $\lambda = 100$  Вт/(м·К),  $R_{\text{заяз}} \approx 300/q_s^{\text{max}}$ ,  $\Delta = 5$  и  $\lambda = 17$  Вт/(м·К),  $R_{\text{заяз}} \approx 80/q_s^{\text{max}}$ ,  $\Delta = 5$ . Распределения ресурса реакторного графита представлены на рис. 7.

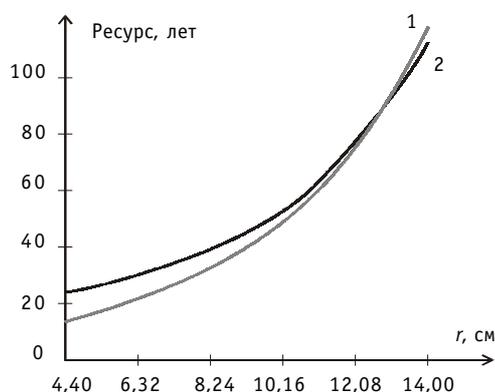


Рис. 7. Распределение ресурса реакторного графита по радиусу центральной ячейки: 1 –  $\lambda=100$  Вт/(м·К),  $R_{\text{заяз}} \approx 300/q_s^{\text{max}}$ ,  $\Delta=5$ ; 2 –  $\lambda=17$  Вт/(м·К),  $R_{\text{заяз}} \approx 80/q_s^{\text{max}}$ ,  $\Delta = 5$

Представленный результат был получен в предположении, что все быстрые нейтроны являются повреждающими. Если учитывать тот факт, что плотность потока повреждающих нейтронов практически в 3 раза меньше плотности потока быстрых нейтронов, то ситуация изменится как на количественном, так и на качественном уровнях (см. рис. 8–10).

Таким образом, безопасная эксплуатация графита в реакторах типа РБМК-1000 возможна в течение 30 лет и более. Продление срока эксплуатации выше нормативного может быть обеспечено, например, уменьшением термического сопротивления в зазоре труба

технологического канала–графитовый блок (см. рис. 10). Это достигается при использовании графитовых втулок (реакторы АДЭ). С другой стороны, графитовые втулки (по сравнению с набором графитовых колец) имеют ряд недостатков, обусловленных технологическими особенностями изготовления и эксплуатации. Выбор оптимальных и совершенствование проектных технических решений, не требующих больших капитальных затрат, позволяет значительно повысить работоспособность графитовых конструкций. Примером этому могут служить проект реакторной установки МКЭР-800 [8] и анализ предпосылок возможности увеличения срока гарантированной безопасной эксплуатации РБМК-1000 [9].

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

В имеющихся на сегодняшний день оценках ресурса реакторного графита распределение энерговыделения по радиусу и высоте активной зоны является средней интегральной характеристикой. Значение ресурса при таком подходе для уран-графитовых реакторов определено в 35 лет. При этом факты носят противоречивый характер. Например, графитовая кладка промышленных уран-графитовых реакторов АДЭ, имеющих большой «возраст», оказывается менее поврежденной, чем в реакторах, пущенных в эксплуатацию позже. При ресурсе 35 лет реакторы продолжают успешно функционировать в течение 50 лет, а при тщательном исследовании графитовой кладки оказывается, что она может эксплуатироваться еще около 10 лет. Таким образом, расчет ресурса необходимо проводить для каждой отдельной колонны с учетом ее местоположения по отношению к органам уп-

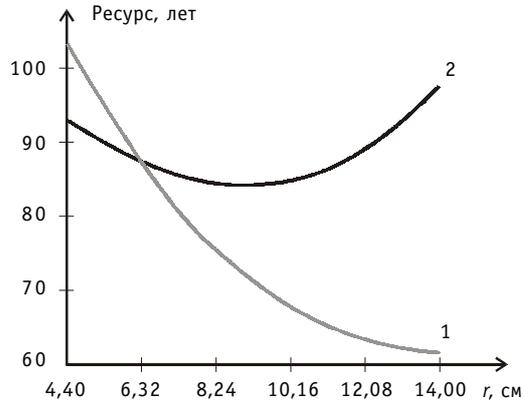


Рис. 8. Распределение ресурса реакторного графита по радиусу ячейки при различных распределениях плотностей потока быстрых нейтронов: 1 – равномерное; 2 – неравномерное

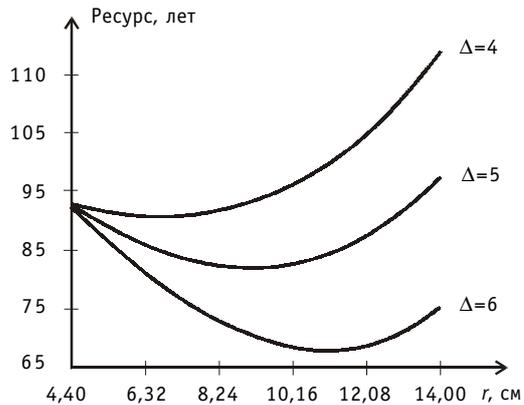


Рис. 9. Распределение ресурса реакторного графита по радиусу центральной ячейки для разных значений коэффициента Δ

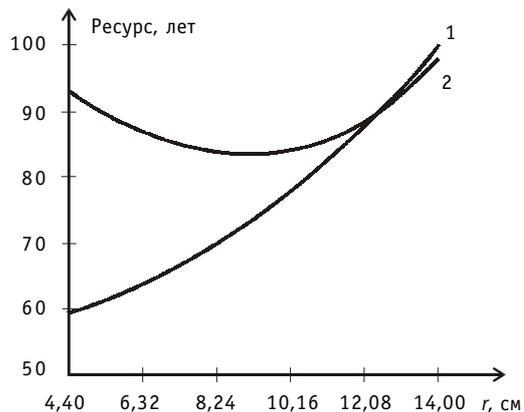


Рис. 10. Распределение ресурса реакторного графита по радиусу центральной ячейки: 1 –  $\lambda=100$  Вт/(м·К),  $R_{3аз} \approx 300/q_s^{max}$ ,  $\Delta=5$ ; 2 –  $\lambda=17$  Вт/(м·К),  $R_{3аз} \approx 80/q_s^{max}$ ,  $\Delta = 5$

равления и защиты. Отличие расчетных значений эквивалентной температуры облучения и ресурса реакторного графита в различных точках активной зоны от усредненных может достигать 23%.

Оценки ресурса, как правило, проводятся с использованием экспериментальных зависимостей критического флюенса от температуры облучения, полученных в исследовательских реакторах. При этом под температурой облучения не всегда подразумевается эквивалентная температура, обусловленная взаимодействием нейтронов и  $\gamma$ -квантов с графитом. Результаты расчетов показали, что погрешность определения критического флюенса, вызванная данным обстоятельством и использованием среднего значения энергонапряженности кладки, за год может достигать 14%.

С целью увеличения степени адекватности расчетных данных ожидаемым значением следует учитывать влияние на величину критического флюенса действующего значения плотности потока повреждающих нейтронов и его спектра.

Использование усредненных во времени и по активной зоне микро- и макроэкономических параметров эксплуатации графита во многих случаях приводит к занижению реального ресурса.

### **Литература**

1. Карпухин В.И., Николаенко В.А., Кузнецов В.Н. Критический флюенс нейтронов как фактор, определяющий ресурс графита кладки РБМК//Атомная энергия. – 1997. – Т. 83. – Вып. 5. – С. 325-329.
2. Глушков Е.С., Демин В.Е., Пономарев-Степной Н.Н., Хрулев А.А. Тепловыделение в ядерном реакторе/Под ред. Н.Н. Пономарева-Степного. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 160 с.
3. Бойко В.И., Шидловский В.В., Нестеров В.Н. и др. Определение ресурса реакторного графита с учетом неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2004. – № 4. – С. 26-30.
4. Бартоломей Г.Г., Бать Г.А., Байбаков В.Д. и др. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов: Учеб. пособие для вузов. 2-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 512 с.
5. Крамеров А.Я., Шевелев Я.В. Инженерные расчеты ядерных реакторов. 2-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 736 с.
6. Николаенко В.А., Карпухин В.И., Кузнецов В.Н. и др. Влияние состава излучения на радиационную повреждаемость графита//Атомная энергия. – 2003. – Т. 94. – Вып. 4. – С. 24-28.
7. Виргильев Ю.С., Гундоров В.В., Калягина И.П. и др. Изменение свойств графита из кладки реактора Обнинской АЭС// Атомная энергия. – 1997. – Т. 83. – Вып. 3. – С. 175-183.
8. Белянин Л.А., Лебедев В.И., Гарусов Ю.В. и др. Барьеры безопасности на АЭС с канальными реакторами. – М.: Энергоатомиздат, 1997. – 192 с.
9. Анализ предпосылок возможности достижения 50-летнего срока службы графитовой кладки 5-го энергоблока Курской АС/ Отчет ФГУП НИКИЭТ №4.557. – 2002. – 101 с.

Поступила в редакцию 1.03.2005

# МЕТОД И УСТРОЙСТВО ДЛЯ ИНДИКАЦИИ СОСТОЯНИЯ ПАССИВАЦИОННЫХ ПЛЕНОК НА ПОВЕРХНОСТИ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В ТЯЖЕЛЫХ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯХ

**П.Н. Мартынов, М.Е. Чернов, В.А. Гулевский, Ю.А. Тепляков,**

**А.А. Проворов**

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



Защита конструкционных материалов первых контуров ЯЭУ от агрессивного воздействия свинцового или свинцово-висмутного теплоносителей осуществляется методом формирования на их поверхности оксидного слоя на основе компонентов сталей, в основном, железа и хрома. Оксидный слой препятствует взаимному проникновению компонентов сталей и теплоносителя, и тем самым существенно снижает интенсивность их взаимодействия.

Одним из перспективных способов неразрушающего оперативного контроля состояния защитного оксидного покрытия является измерение его электросопротивления. Разработан принцип и методика контроля электросопротивления, а также устройство для осуществления измерения – индикатор контактного сопротивления.

Проведены испытания разработанного устройства в режиме образования и наращивания защитного оксидного покрытия на конструкционных сталях в расплаве свинца. В результате удалось зафиксировать рост электросопротивления индикатора при постоянной температуре, что свидетельствует об образовании на его электродах оксидных отложений. Положительные результаты испытаний позволяют говорить о перспективности метода и необходимости продолжения исследований в данном направлении

В настоящее время используются различные методы формирования защитных покрытий на конструкционных сталях. Во-первых, пассивация сталей в кислородосодержащей газовой атмосфере (смесь водяного пара и водорода, воздух, смесь угарного газа и двуокиси углерода и пр.). Во-вторых, внеконтурная пассивация в свинце или свинце-висмуте при содержании в них кислорода на уровне насыщения. И, наконец, контурная пассивация, осуществляемая на начальном этапе эксплуатации ЯЭУ путем ввода в теплоноситель растворенного кислорода. В период эксплуатации ЯЭУ качество защитных пленок на сталях поддерживается путем регулирования концентрации растворенного в теплоносителе кислорода в определенных пределах.

© П.Н. Мартынов, М.Е. Чернов, В.А. Гулевский, Ю.А. Тепляков, А.А. Проворов, 2005

Все перечисленные способы пассивации и поддержания защитных пленок (температура и кислородные режимы) отработаны многолетними экспериментальными исследованиями, моделирующими условия первых контуров. Контроль толщины и фазового состава оксидных пленок в таких исследованиях проводится традиционными методами металлографии и рентгеноструктурного анализа образцов-свидетелей, извлекаемых по окончании опыта из циркуляционного контура. Поэтому получаемые кинетические зависимости роста толщины оксидных пленок на сталях носят дискретный характер с большими интервалами по времени (сотни, а иногда тысячи часов). Нередко отдельные точки выпадают из общей кинетической кривой и не могут быть объяснены, поскольку отсутствует непрерывность измерения, а, следовательно, и связь с фиксируемыми событиями. Надежные методы неразрушающего оперативного контроля состояния границы раздела «конструкционный материал - теплоноситель», в том числе защитных пленок, до сих пор отсутствуют. Ниже представлены первые результаты работы по созданию устройства (индикатора), фиксирующего наличие оксидного покрытия на конструкционных сталях, взаимодействующих со свинцовым теплоносителем.

### **МЕТОД ЭЛЕКТРОСОПРОТИВЛЕНИЯ ДЛЯ КОНТРОЛЯ КАЧЕСТВА МАТЕРИАЛОВ**

Контроль качества различных материалов и покрытий путем измерения электросопротивления распространен достаточно широко. Авторы работы [1] описали метод контроля содержания растворенных примесей как в щелочных металлах (Li, Na), так и в Pb, Sn, Zn, In, Cd. Метод основан на рассеивании электронных волн на примесях, вакансиях, пустотах, рыхлостях и других структурных несовершенствах решетки металлов.

Хорошо известен метод определения коррозии в металле по электросопротивлению [2]. Если в материале образуются трещины, расслоения или протекает межкристаллитная коррозия, то изменяется сечение образца и соответственно его омическое сопротивление. Измеряя электросопротивление образцов до и после коррозии, можно судить о коррозионной стойкости металлов в данных условиях. По изменению электросопротивления образца и потере массы металла предлагается определять глубину проникновения коррозии [2].

Существует метод оценки качества антикоррозионных покрытий на сталях. Авторы работы [3] нашли корреляцию между удельным электросопротивлением и качеством лакокрасочного защитного покрытия.

Таким образом, есть основания полагать, что метод оценки качества покрытия по электросопротивлению может быть использован и для оценки качества защитной пассивационной пленки на конструкционных сталях в жидкометаллическом теплоносителе.

### **УСЛОВИЯ ФОРМИРОВАНИЯ ПАССИВАЦИОННЫХ ПЛЕНОК В СВИНЦОВОМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ**

На сегодняшний день, в основном, определены условия формирования защитной оксидной пленки на конструкционных сталях и условия ее существования в жидкометаллическом теплоносителе. По данным авторов [4], при определенном уровне концентрации кислорода  $C_i$  в теплоносителе, формируется и поддерживается защитная оксидная пленка со структурой шпинели  $Me_3O_4$  и  $Me_2O_3$  (где Me – железо, хром и другие компоненты сталей). Указанная оксидная пленка существенно снижает коррозионное воздействие агрессивной жидкометаллической среды на сталь в широком диапазоне рабочих температур и концентраций кислорода в теплоносителе.

Рост окисной пленки на сталях того или иного состава при  $t = \text{const}$ , в связи с диффузионным характером ее формирования, в функции от времени, по мнению авторов [6] имеет параболический характер:

$$\delta^2 = K \cdot \tau, \quad (1)$$

где  $\delta$  – толщина оксидной пленки;  $\tau$  – время выдержки;  $K = \text{const}$ .

Фиксируемые методами металлографии значения толщины оксидных покрытий на сталях составляют уровень от 1 до 30 мкм и определяются температурным и кислородным режимами их формирования, а также длительностью контакта с теплоносителем в заданных условиях.

Удельное электрическое сопротивление пленки, состоящей из оксидов металлов, должно быть существенно больше, чем для конструкционных сталей и жидкого свинца.

### ПРИНЦИП ИЗМЕРЕНИЯ

Электрическое сопротивление  $R$  зависит от геометрических размеров  $l$  и  $S$  и удельного сопротивления  $\rho$  проводника:

$$R = \rho \frac{l}{S}. \quad (2)$$

Удельное электрическое сопротивление  $\rho$  однозначно определяется составом и структурой вещества и является функцией температуры.

По данным [7], образующиеся оксидные фазы обладают электрическими свойствами, характерными для полупроводников.

В противоположность металлам (сплавам), для которых температурная зависимость удельного электрического сопротивления  $\rho_M$  может быть выражена формулой:

$$\rho_M^{(T)} = \rho_M^{(0)} (1 + \alpha T), \quad (3)$$

удельное сопротивление полупроводников  $\rho_P$  описывается качественно иной зависимостью от температуры:

$$\rho_P^{(T)} = \rho_P^{(0)} \exp(\Delta E / 2kT), \quad (4)$$

где  $\rho_M^{(T)}$ ,  $\rho_P^{(T)}$  – удельное электросопротивление металлов (сплавов) и оксидных пленок при температуре  $T$ , К соответственно Ом·м;  $\rho_M^{(0)}$ ,  $\rho_P^{(0)}$  – удельное электросопротивление металлов (сплавов) и оксидных пленок при  $T = 0$  К соответственно Ом·м;  $\alpha$  – температурный коэффициент электросопротивления, 1/К;  $\Delta E$  – энергия активации электропроводности, эВ;  $k$  – постоянная Больцмана, эВ/К;  $T$  – температура, К.

Как видно из (3), снижение температуры приводит к уменьшению удельного сопротивления металлов и сплавов. В противоположность этому,  $\rho_P$  в (4) с уменьшением температуры возрастает.

Эти особенности поведения удельного электросопротивления использованы в разрабатываемом методе контроля состояния поверхностей сталей (метод контактного электрического сопротивления).

Значительное различие в удельных электросопротивлениях свинца и конструкционного материала ( $10^{-6} \div 10^{-4}$  Ом·см), с одной стороны, и оксидных пленок ( $10^{-3} \div 10^{10}$  Ом·см), с другой стороны, позволяет предполагать, что путем измерения общего сопротивления такой цепи можно сделать выводы о наличии пассивационной пленки и о тенденциях ее изменения.

Принцип действия устройства для реализации метода основан на пропускании тока фиксированной величины  $I$  через электроды 1 и свинец 3, измерении падения напряжения  $U$  между потенциалосъемными проводами 4 и вычислением омического сопротивления  $R_{пл}$  на границе стенка–жидкость (рис.1).

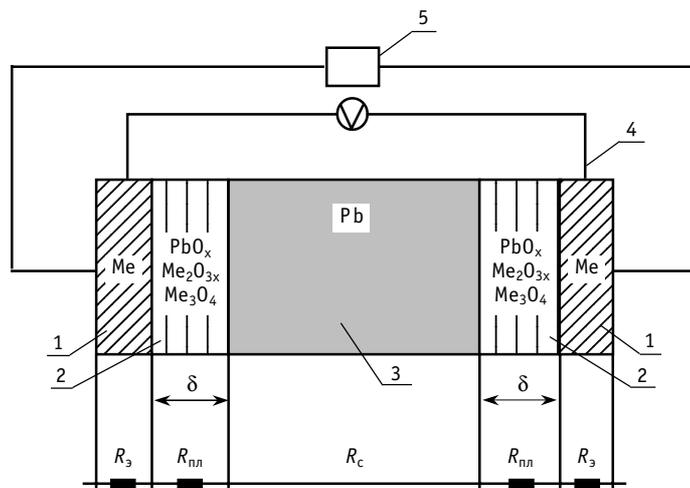


Рис. 1. Схема измерения контактного электрического сопротивления: 1 – электроды, 2 – оксидная пленка, 3 – расплав свинца, 4 – потенциальсъемные провода, 5 – источник тока,  $R_x$  – электросопротивления соответствующих участков цепи

Суммарное электросопротивление цепи, представленной на рис. 1, определяется выражением:

$$R = U/I = 2R_3 + 2R_{\text{пер}} + R_c + 2R_{\text{пл}}$$

где  $R_3$  – сопротивление электрода;  $R_{\text{пер}}$  – сопротивление элементов коммутации;  $R_c$  – сопротивление свинца;  $R_{\text{пл}}$  – сопротивление пассивационной пленки.

При этом суммарное электросопротивление:

$$R = R_{\text{пл}} - R_{\Sigma} \quad (5)$$

где  $R_{\Sigma}$  – паразитное сопротивление, причем

$$R_{\Sigma} = R_c + 2R_3 \quad (6)$$

где  $R_c \approx 10^{-4}$  Ом – сопротивление свинца между электродами,  $2R_3 = R_{\text{вн}}$

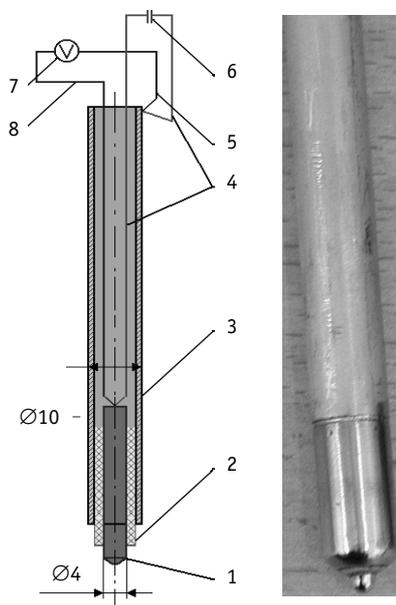


Рис. 2. Усовершенствованный индикатор контактного сопротивления (ИКС):  
1 – рабочий электрод;  
2 – изолятор; 3 – корпус;  
4 – токоподводящие провода;  
5 – потенциальсъемные провода;  
6 – источник тока;  
7 – вольтметр

### КОНСТРУКЦИЯ ИНДИКАТОРА КОНТАКТНОГО СОПРОТИВЛЕНИЯ

Индикатор контактного сопротивления (ИКС) конструктивно выполнен в виде стержня диаметром 10 мм и длиной 250÷300 мм (рис. 2). Основной индикатора является рабочий электрод (1) из исследуемой стали диаметром 3,5÷4 мм. Он расположен коаксиально и герметично закреплен в корпусе (3) – трубке диаметром 10 мм с толщиной стенки 2 мм из такой же стали. Герметизация и электрическая изоляция осуществлены при помощи ситалла – кристаллизованного стекла специального состава.

Внутри корпуса ИКС к верхней части рабочего электрода с помощью сварки присоединены токоподводящий (4) и потенциальсъемный (5) провода, которые выходят в верхнюю часть индикатора и электрически изолированы друг от друга и от корпуса (3). К верхней части корпуса

также приварены два провода – токовый и потенциалосъемный. Источник стабилизированного тока (6) подсоединен к токоподводящим проводам корпуса и рабочего электрода. При погружении индикатора в расплав Pb возникает электрическая цепь. Изменения сопротивления в результате процессов на поверхностях рабочего электрода и корпуса, вызывают изменения падения напряжения, фиксируемые цифровым милливольтметром (7). Рабочий электрод и корпус индикатора изготовлены из феррито-мартенситной стали ЭИ-852, хотя возможны и другие варианты.

### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ИЗМЕРЕНИЮ ЭЛЕКТРОКОНТАКТНОГО СОПРОТИВЛЕНИЯ

Эксперименты по измерению электросопротивления с помощью ИКС проводились на установке, принципиальная схема которой приведена на рис. 3.

Корпус установки из нержавеющей стали (1) герметично закрыт фланцем (9) и размещен в электропечи шахтного типа. Керамический тигель (5) с расплавом свинца в защитном металлическом стакане (2) размещен внутри установки. Через герметичные разъемные уплотнения во фланце в сплав погружены следующие элементы: термopара (8), два датчика термодинамической активности кислорода (6) и два индикатора контактного сопротивления (ИКС) (7). Установка снабжена системой подвода и отвода газа (Ar и H<sub>2</sub>, а также их смеси в различном процентном соотношении).

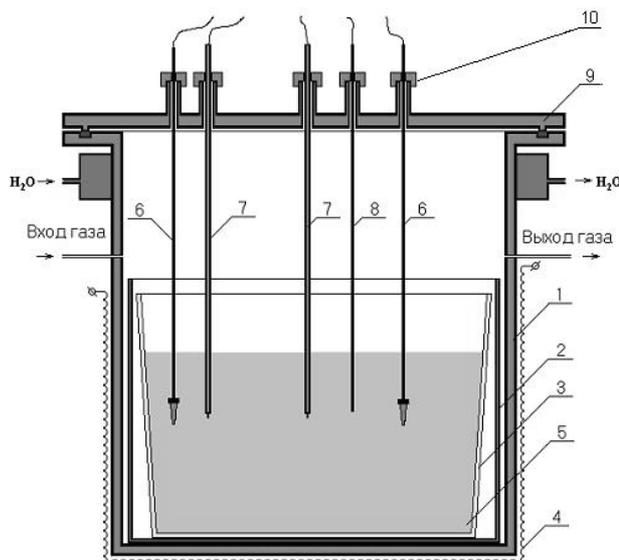


Рис. 3. Схема установки для проведения испытаний ИКС в статическом режиме: 1 – корпус установки; 2 – металлический защитный стакан; 3 – керамический стакан; 4 – нагреватель; 5 – расплав свинца; 6 – датчики т.д.а. кислорода; 7 – ИКС; 8 – термopара; 9 – фланец; 10 – герметичное уплотнение

### Подбор режимов измерения и тарировка ИКС

Первичное включение индикатора в измерительную цепь (см. рис. 4) показало, что уровень электросопротивления без оксидной пленки на поверхности рабочего электрода находится в пределах  $10^{-3}$  Ом, поэтому для получения величины сигнала падения напряжения  $U$  необходимого уровня (в пределах чувствительности милливольтметра Щ68003), величину пропускаемого тока выбрали  $I = 1,0$  А.

Возможные отклонения геометрических размеров отдельных деталей приводят к различиям во внутреннем сопротивлении ( $R_{вн}$ ) каждого ИКС. В связи с этим возникает необходимость в предварительной тарировке индикаторов в реальных услови-

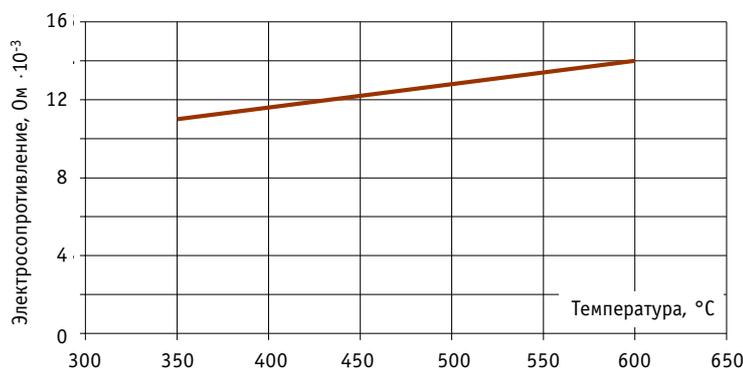


Рис. 4. Зависимость внутреннего сопротивления ИКС от температуры

ях – погружение в расплав свинца и снятие зависимости внутреннего сопротивления ИКС от температуры. Одна из таких зависимостей приведена на графике рис. 4, из которого следует, что с увеличением температуры от 350 до 650°C, внутреннее сопротивление линейно возрастает от  $11 \cdot 10^{-3}$  до  $14 \cdot 10^{-3}$  Ом, что соответствует металлическому типу проводимости (3) и об отсутствию на поверхности рабочего электрода каких-либо оксидных образований, имеющих отличные от металлов электрофизические свойства.

### Режим наращивания пассивационной пленки

Эксперимент по образованию и наращиванию пассивационной пленки на рабочем электроде индикатора контактного сопротивления проводился в установке, представленной на рис. 3. После плавления и кислородного рафинирования расплава свинца осуществлялось погружение в расплав датчиков активности кислорода, термопар, индикаторов контактного сопротивления, герметизация и заполнение газового объема установки аргоном. После этого осуществлялся подъем температуры расплава до 620°C со скоростью 10 °C/мин.

Процесс пассивации проходил в несколько этапов:

- пассивация при  $t = 620^\circ\text{C}$  в течение 9 ч;
- термоцикл (изменение температуры с 620–440–620°C) со скоростью 5–6°C/мин;
- пассивация при  $t = 620^\circ\text{C}$  в течение 12 ч;
- термоцикл (изменение температуры с 620–440–620°C) со скоростью 5–6°C/мин;
- пассивация при  $t = 620^\circ\text{C}$  в течение 20 ч;
- ступенчатое снижение температуры.

Постоянное значение термодинамической активности кислорода  $a = 1$  на протяжении всего эксперимента свидетельствовало о присутствии в расплаве твердой фазы оксида свинца. Длительность эксперимента 70 ч.

Результаты представлены на диаграмме рис. 5, где показаны изменения температуры от времени, а также сопротивления ИКС и пленки, вычисленные с учетом общего сопротивления и тарировочной характеристики.

Из диаграммы видно, что уже на первом этапе пассивации (участок I) произошло увеличение электросопротивления ИКС в режиме образования пассивационной пленки при  $t = 620^\circ\text{C}$  с  $1,4 \cdot 10^{-2}$  до  $2,2 \cdot 10^{-2}$  Ом (кривая 2, рис.5), что свидетельствует об образовании и росте оксидной пленки и соответствует увеличению ее электросопротивления до  $10^{-2}$  Ом, с последующей стабилизацией этого значения (кривая 3, рис.5). Поведение общего сопротивления во время термоциклов (участки II, IV, VI) – рост сопротивления при снижении температуры - свидетельствует о возможном

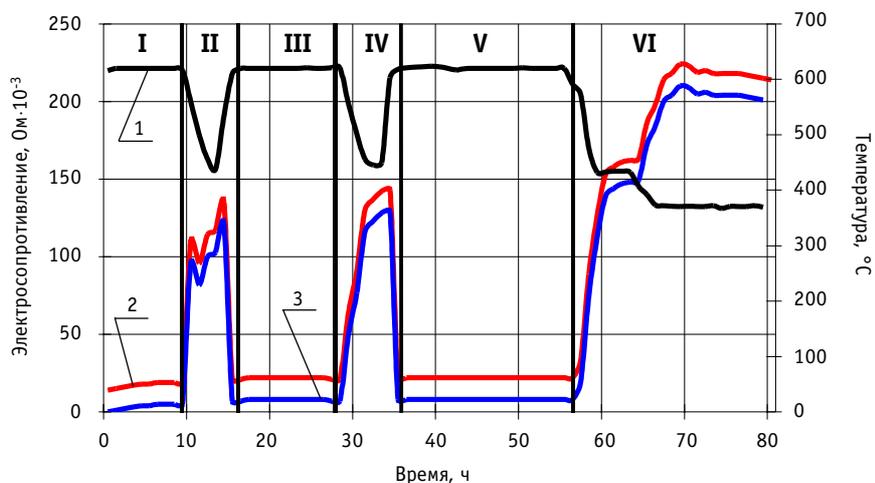


Рис. 5. Изменение сопротивления пассивационной пленки в свинце при  $T = 620^{\circ}\text{C}$ : 1 – изменение температуры от времени; 2 – изменение электросопротивления ИКС,  $R_{\text{общее}}$ , Ом; 3 – изменение электросопротивления пленки,  $R_{\text{пленки}}$ , Ом

полупроводниковом типе проводимости, а, следовательно, о наличии оксидных образований на поверхности рабочих электродов.

Проведенные испытания ИКС в статических условиях позволили сформулировать требования к конструкции и основные технологические приемы изготовления индикатора для циркуляционного контура, а именно:

1) индикатор должен быть выполнен в виде двух одинаковых электродов из стали ЭИ-852, расположенных соосно на противоположных стенках участка трубопровода;

2) каждый из рабочих электродов должен быть расположен внутри корпуса и герметично закреплен при помощи ситалла;

3) корпуса ИКС должны быть установлены в заранее подготовленные посадочные места участка трубопровода соосно навстречу друг другу и обварены по контуру;

4) геометрическая форма рабочей поверхности каждого электрода – полусфера, имеющая минимальную шероховатость поверхности, получаемую полированием; рабочий электрод отнесен от внутренней стенки трубопровода к центру на 1–2 мм, для создания оптимальных условий омывания его наружной поверхности расплавом свинца.

Рекомендации по применению, основанные на опыте работы с вышеприведенной конструкцией индикатора, заключаются в следующем:

- необходимо использовать освоенный принцип измерения, заключающийся в пропускании тока между электродами и фиксировании падения напряжения при этом:
  - оптимальное значение силы тока  $\sim 1,0$  А;
  - измерения можно проводить как дискретно, через определенные промежутки времени, так и непрерывно, т.к. экспериментально установлено, что постоянное измерение не вносит каких-либо существенных изменений в величину сопротивления.

### Литература

1. Субботин В.И., Ивановский М.Н., Арнольдов М.Н. Физико-химические основы применения жидкометаллических теплоносителей. – М.: Атомиздат, 1970.
2. Фокин М.Н., Жигалова К.А. Методы коррозионных испытаний металлов. – М.: Metallургия, 1986.
3. Страффорд К.Н., Датт П.К., Гуджен К.Дж. Покрытия и обработка поверхности для защиты от коррозии и износа. – М.: Metallургия, 1991.

4. Ячменев Г.С., Русанов А.Е., Громов Б.Ф. и др. Проблемы коррозии конструкционных материалов в свинцово-висмутовом теплоносителе/Сб. докл. конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерной технологии». – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ. – Т. 1. – 1999.
5. Corrosion and Oxygen control. Minutes of the Workshop on Heavy Liquid Metal Technology. September 16-17, 1999. Forschungszentrum Karlsruhe, Germany.
6. Иванов К.Д., Лаврова О.В. Разработка физической модели массопереноса в системе конструкционная сталь – теплоноситель свинец-висмут: Отчет ФЭИ № 10224. – Обнинск, 1999.
7. Физические величины: Справочник/Под ред. И.С. Григорьевы. – М.: Энергоатомиздат, 1991.

Поступила в редакцию 3.11.2004



# Юрий Васильевич Волков

Научная и педагогическая деятельность известного ученого-физика-реакторщика тесно связана с его родными «пенатами» - родным ИАТЭ.

В 1969 году Юрий Васильевич с блеском окончил Обнинский филиал Московского инженерно-физического института, не подозревая о том, что он получил диплом одного самых престижных сегодня специализированных вузов отрасли и что сам, в недалеком будущем, будет вручать дипломы молодым специалистам!

После защиты диплома он поступил на работу старшим лаборантом в Физико-энергетический институт и прошел путь до старшего научного сотрудника, перепрыгивая по служебно-научной лестнице через несколько ступенек (не задерживаясь подолгу на второстепенных научных должностях).

Все свои силы ученого-физика Юрий Васильевич отдавал делу повышения надежности и безопасности действующих и перспективных ядерных энергетических установок гражданского и военного назначения.

Имя Юрия Васильевича хорошо известно не только на предприятиях отрасли, но и в Минатоме, который неоднократно отмечал его успешную работу.

В 1993 году Ученый совет Института атомной энергетики, учитывая богатый опыт научной, организационной и педагогической деятельности, осуществляя политику развития кадрового потенциала института, единогласно избирает Ю.В. Волкова заведующим кафедрой «Расчет и конструирование реакторов АЭС». С этого момента получил развитие талант Волкова Ю.В. и как педагога. Его методические труды, неординарный подход к проведению лекций и семинаров, доброе и внимательное отношение к аспирантам и студентам позволили заложить основы новой научной школы на кафедре.

Ю.В. Волков оказался востребованным в нашем институте.

В ИАТЭ Юрий Васильевич занял активную позицию, позицию патриота вуза: он является членом Ученого совета, Членом диссертационных советов, членом редколлегии нашего журнала, одним из постоянных организаторов конференции ИАТЭ — «Безопасность АЭС и подготовка кадров», в течение нескольких лет он успешно руководил наукой университета.

*Ректорат, деканат, кафедра, редколлегия, друзья и коллеги поздравляют Вас, дорогой и уважаемый, Юрий Васильевич с юбилейным днем рождения и желают успехов, здоровья, счастья и благополучия.*



# Сергей Евгеньевич Щеклеин



29 мая 2005 г. исполнилось 55 лет выдающемуся уральскому ученому-энергетику Сергею Евгеньевичу Щеклеину.

Сергей Евгеньевич является автором концепции диагностико-управляющих комплексов для оптимизации теплофизических процессов в оборудовании АЭС с двухфазным рабочим телом, широко известен своими работами в области теплофизики и безопасности ЯЭУ, дезактивации, обращения с радиоактивными отходами, диагностики процессов и технического обслуживания АЭС, новых технологий ремонта энергетического оборудования. Возглавляет научные исследования по проблемам использования возобновляемых источников энергии в экстремальных климатических условиях. Является одним из руководителей научных исследований по проблемам энергосбережения и использованию нетрадиционных видов топлива на Урале и в России. Автор 300 научных статей, 4 монографий, 6 учебников и учебных пособий.

Возглавляемая им в течение 18 лет кафедра «Атомная энергетика» Уральского государственного технического университета – УПИ является признанным в России и в мире центром подготовки специалистов высшей квалификации для обеспечения развития новых энергетических технологий, выполнения особо сложных работ по ремонту и снятию АЭС с эксплуатации.

Более 2000 выпускников кафедры успешно трудятся на предприятиях атомной энергетики, в крупнейших российских научных центрах, внедряют технологии возобновляемой энергетики и энергосбережения на Урале. Под научным руководством и при активном участии С.Е. Щеклеина подготовлено 4 докторских и более 20 кандидатских диссертаций.

С.Е. Щеклеин избран членом трех ученых советов, членом редколлегии двух научно-технических журналов, научно-методического совета по атомной энергетике Федерального агентства по образованию РФ.

С.Е. Щеклеин принимал активное участие в организации Уральского отделения Международной энергетической академии, избран действительным членом МЭА, заместителем председателя УрО МЭА.

За многолетнюю успешную работу по подготовке специалистов и научные достижения награжден Знаком ГКНО СССР «За отличные успехи в труде», юбилейным Знаком Минатома РФ «50 лет атомной отрасли», серебряной медалью концерна Росэнергоатом «За заслуги в повышении безопасности атомных станций России», указом Президента РФ ему присвоено почетное звание «Заслуженного энергетика России».

Желаем Сергею Евгеньевичу хорошего здоровья, еще больше талантливых учеников и успехов в постоянном научном поиске.

*Ректорат УГТУ-УПИ. Коллеги. Ученики*



## ABSTRACTS OF THE PAPERS

---

### УДК 621.039.58

*The Development of Specialized Software for Fast Radiation Conditions Analysis and Accident Evolution Forecasting in Case of Nuclear Accident* \Yu. M. Volkov, S. T. Leskin, Yu. D. Baranaev, A. I. Voropaev, M. F. Vorotyntsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 5 pages, 4 illustration. – References, 5 titles.

The article describes an approach for the development of software for fast forecasting of nuclear accident consequences. The system combines the number of previous IPPE developments and models of air transfer of radioactivity. Also, described the method of giving more precise definitions of source of radioactive release using the registrations of automated monitoring system and using the measurements of radioactive conditions exploration. The system integrated with geoinformational system MapInfo using digital maps of territory.

### УДК 621.039.53: 544.182

*Comparative Study of Equilibrium Configurations of Lennard–Jones Cluster Systems* \F. I. Karmanov, D. A. Reznichenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 8 pages, 5 illustrations. – References, 9 titles.

Realization of new multiparameter minimization algorithm based on Monte Carlo Method is considered and its efficiency in comparison with widely used methods of annealing and genetic search is analyzed.

### УДК 504.45: 546.42

*Radioecological Model of  $^{90}\text{Sr}$  and  $^{137}\text{Cs}$  Transfer in the River System «Iset–Tobol–Irtysh»* \A. I. Kryshev, A. V. Nosov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 10 pages, 7 tables. – References, 18 titles.

The complex radioecological model has been developed to describe the radionuclide transfer in the river system «Iset–Tobol–Irtysh». The model consists of two interrelated compartments: evaluation of the radionuclide migration in abiotic components of river (water, bottom sediments) and calculation of the radionuclide bioaccumulation in different ecological groups of fish. Using the model the activity concentrations of  $^{90}\text{Sr}$  and  $^{137}\text{Cs}$  in water, bottom sediments and fish (ide, pike) from the Iset, Tobol and Irtysh Rivers have been evaluated. Calculations have been performed for the current level of the radionuclide release from Techa to Iset River.

### УДК 504.45: 546.79

*Up-to-date Content of  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$  and Tritium in Water of the River System Tobol–Irtysh (from the Iset River Mouth till Confluence with the Ob River)* \A. I. Nikitin, V. B. Chumichev, N. K. Valetova, I. Yu. Katrich, A. I. Kabanov, G. E. Dunaev, V. N. Shkuro, V. M. Rodin, A. N. Mironenko, E. V. Kireeva; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 9 pages, 4 illustrations, 3 tables. – References, 11 titles.

Data on content of  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$  and tritium in water of the Tobol–Irtysh part of the river system Techa–Iset–Tobol–Irtysh–Ob ( through which the radioactive wastes of the Mayak PA are transported) are presented and discussed. Data received in 2004 in frames of the ISTC Project № 2558 «Radioecological monitoring of the Tobol and Irtysh rivers. Study of biogenic transfer of radionuclides and radiation risk assessment for the population and environment».

**УДК 539.173.12**

*Experimental Cross-Sections of  $^{238}\text{U}$  Fission Induced by Intermediate Energy Protons* \A.Yu. Doroshenko, V.V. Ketlerov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnykh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 12 pages, 2 illustrations, 1 table. – References, 42 titles.

It was made the review of experiments on determining cross-section of  $^{238}\text{U}$  fission induced by protons with energies from 200 to 1000 MeV. Experimental methods used in measurements were analyzed. Estimation of fragment fission registration effectiveness was provided on basis of the experiments description and with the help of newer solid track detectors characteristics measurements. As a result of conducted analysis of the effectiveness, we have corrected cross-section of the  $^{238}\text{U}$  fission induced by protons in the energy region of interest.

**УДК 621.039.56**

*Numerical Modeling of Coolant Mixing with REMIX Code* \V.I. Melikhov, O.I. Melikhov, A.V. Petrosyan, S.E. Yakush; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnykh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 13 pages, 7 illustrations. – References, 21 titles.

REMIX (REactor MIXing) code for numerical analysis of coolant mixing is developed in Electrogorsk Research and Engineering Centre on NPP Safety. In this paper the mathematical model and numerical scheme of REMIX code is described. REMIX code is verified on two test problems: laminar/turbulent pipe flow, and flow behind a backward-facing step. The REMIX code is applied to calculation of boron mixing in VVER-1000 NPP reactor after start of main coolant pump. The calculations show that the decrease in the average boron concentration at the core inlet reached 31%, while local concentrations dropped by 38%.

**УДК 621.039.524**

*Physical Statutes of Reactor VVER-1000 Analyze and Management of Emergency Situations* \A.N. Shkarovskii, V.I. Aksenov, N.P. Serdun'; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnykh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 9 pages, 4 illustrations. – References, 8 titles.

Physical categories of nuclear power installation (NPI) determined by physical process which pass in elements of it equipment are suggested and founded. It is shown that combination (configuration) of physical categories determines physical conditions of NPI. Methodic for analysis of physical categories for determination of physical conditions is given. Analysis of different physical conditions of NPI is conducted, methodic of decision acceptance by operator on management of emergency situation (in support of safety system) with the purpose of consistent conversion to the final (safety) condition is developed.

**УДК 621.039.526: 621.039.546.8**

*Experimental Research of Hydraulic Parameters of Modified Fuel Assembly for RBMK-1000 Reactor* \E.F. Avdeev, I.A. Chusov, V.A. Levchenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnykh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 12 pages, 11 illustrations, 1 table. – References, 5 titles.

Main results of experimental research on hydraulic parameters of the RBMK-1000 modified fuel assembly are presented. Data on full friction for TC with fuel assembly and local friction of the inlet and outlet of fuel assembly taking into account TC diameter change are given. Influence of change in dissector longitudinal direction relative to rod bundle on the hydraulic parameters of inlet, outlet, and of the bundle at whole has been investigated. Results of local friction measurements for the single grid spacer of the typical fuel assembly are also given.

**УДК 621.039.526**

*Influence of Track Geometry Deviation in Two-Loop Hydraulic Model on Total Hydraulic Friction Uncertainties* \Yu.S. Yur'ev, Yu.D. Levchenko, I.A. Chusov, A.A. Kazantsev, I.N. Leonov; Editorial board of

journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 5 pages, 2 illustrations. – References, 4 titles.

Experimental research of hydraulic parameters of the container reactor model on facility MR is presented. Hydraulic model of a two-loop container-type reactor is described. Experimental data are given in a wide range of facility parameters including loss-of flow accidents when one of circulation pumps stops completely.

#### **УДК 621.039.54**

*The Forming of the Functional Layer on the Nuclear Fuel Element Surface by the Pulsed Charged Particles Beam Action* \V.I. Boiko, B.E. Kadlubovich, I.V. Lomov, V.N. Nesterov, I.V. Shamanin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 7 pages, 4 illustrations. – References, 13 titles.

The possibility of use of the pulsed charged particles beam for development of technology of functional layers sputtering and functional (protectional) layer forming on the nuclear fuel element surface is examined. This technology is considered as alternative for the technology of the layers forming by means of «pseudo-liquefied layer» method. The results of experiments that show the capacity for work of the proposed idea are presented.

#### **УДК 621.039.532.21**

*Evaluation of the Reactor's Graphite Resource of Cells of the Operation and Protection System with the Degradation of the Thermo-physical Properties Taking into account* \V.I. Boiko, V.V. Shidlovskiy, P.M. Gavrilov, V.N. Nesterov, I.V. Shamanin, A.V. Ratman; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 10 pages, 10 illustrations, 1 table. – References, 9 titles.

The evaluation of the realistic distributions of the graphite resource of the tube water-cooling reactors with the graphite moderator is carried out. The changes of the heat-exchange and heat-transfer conditions that are caused by thermo-physical properties degradation and by the form changes of the construction's elements are taken into account. Peculiarities that are stipulated by the spectrum of the neutrons flows differences and by the differences of parameters of the gamma-ray in the fuel channels and in the operation and protection system channels are taken in account.

#### **УДК 621.039.534**

*Method and Device for Indication of the State of Passivation Films on the Surface of Structural Materials in Heathy Liquid Metal Coolants* \P.N. Martynov, M.E. Chernov, V.A. Gulevskiy, U.A. Teplykov, A.A. Provorov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 8 pages, 5 illustrations. – References, 7 titles.

Protection of the structural materials of NPP primary circuits against the corrosive attack of lead or lead-bismuth coolants is implemented by building up on their surfaces of an oxide bed based on steel components, primarily iron and chromium. The oxide bed hinders the interpenetration of steel components and coolant and thereby essentially reduces the rate of their interaction. At present various methods of building up protective coatings on structural steels are used: first, steel passivation in oxygen-bearing gas atmosphere (steam-hydrogen mixture, air, carbonyl and carbon dioxide mixture and others); second, ex-vessel passivation in lead or lead-bismuth where the oxygen content is at the level of saturation; and, finally, circuit passivation being implemented in the initial stage of NPP operation by injection into coolant of dissolved oxygen. In the course of NPP operation, the quality of the protective films is maintained by adjusting the concentration of oxygen dissolved in coolant within the specified limits.

## НАШИ АВТОРЫ

**Авдеев Е.Ф.** – к.т.н., доцент, заведующий кафедрой теплофизики Обнинского государственного технического университета атомной энергетики (ИАТЭ). Область научных интересов – гидродинамические и тепловые процессы в контурах ЯЭУ: турбулентное смешение теплоносителя, гидродинамика струйных мишеней.

**Аксенов В.И.** – главный инженер Калининской АЭС. Область научных интересов – безопасность АЭС.

**Баранаев Ю.Д.** – начальник лаборатории Государственного научного центра Российской Федерации-Физико-энергетического института.

**Бойко В.И.** – д.ф.-м.н., профессор кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Томского политехнического университета. Область научных интересов – ядерная физика и ядерные технологии.

**Валетова Н.К.** – старший научный сотрудник ГУ НПО «Тайфун». Закончила Омский политехнический институт в 1967 г.

**Волков Ю.М.** – аспирант кафедры «Оборудование и эксплуатация ЯЭУ» Обнинского государственного технического университета атомной энергетики.

**Воропаев А.И.** – к.ф.-м.н., ведущий научный сотрудник Государственного научного центра Российской Федерации-Физико-энергетического института.

**Воротынцев М.Ф.** – начальник бюро Государственного научного центра Российской Федерации-Физико-энергетического института.

**Гаврилов П.М.** – д.т.н., главный инженер ФГУП Сибирский химический комбинат, г. Северск. Область научных интересов – теплофизика и теплотехника применительно к ядерным энергетическим установкам.

**Дунаев Г.Е.** – научный сотрудник ГУ НПО «Тайфун». Закончил Куйбышевский политехнический институт в 1974 г.

**Кабанов А.И.** – научный сотрудник ГУ НПО «Тайфун». Закончил Обнинский филиал Московского инженерно-физического института в 1981 г.

**Кадлубович Б.Е.** – к.ф.-м.н., доцент кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Томского политехнического университета. Область научных интересов – материалы ядерной техники, высокоточная электроника.

**Карманов Ф.И.** – к.ф.-м.н., доцент кафедры общей и специальной физики ОИАТЭ.

**Катрич И.Ю.** – к.ф.-м.н., старший научный сотрудник ГУ НПО «Тайфун». В 1966 г. закончил Обнинский филиал Московского инженерно-физического института.

**Киреева Е.В.** – младший научный сотрудник Тобольской биологической станции РАН. Закончила Тобольский государственный педагогический институт в 1992 г.

**Крышев А.И.** – к.ф.-м.н., старший научный сотрудник ГУ НПО «Тайфун». Закончил физический факультет Московского государственного университета им. М.В. Ломоносова в 1997. Область научных интересов – радиоэкология, математическое моделирование в экологии, радиационная безопасность окружающей среды.

**Лескин С.Т.** – д.т.н., заведующий кафедрой «Оборудование и эксплуатация ЯЭУ» Обнинского государственного технического университета атомной энергетики.

**Ломов И.В.** – аспирант кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Томского политехнического университета. Область научных интересов – материалы ядерной техники, молекулярная физика.

**Мелихов В.И.** – д.т.н., начальник лаборатории вычислительной термогидродинамики Электрогорского научно-исследовательского центра по безопасности атомных электростанций.

**Мелихов О.И.** – д.ф.-м.н., зам. директора, начальник теплофизического отделения Электрогорского научно-исследовательского центра по безопасности атомных электростанций.

**Мироненко А.Н.** – ведущий инженер Тобольской биологической станции РАН. Закончил Омский сельскохозяйственный институт в 1960 г.

**Нестеров В.Н.** – аспирант кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Томского политехнического университета. Область научных интересов – экспериментальное и теоретическое исследование ядерно-физических и физико-механических свойств реакторного графита.

**Никитин А.И.** – к.ф.-м.н., заведующий лабораторией ГУ НПО «Тайфун». В 1973 г. закончил Обнинский филиал Московского инженерно-физического института. Область научных интересов – натурные исследования радиоактивного загрязнения водных объектов.

**Носов А.В.** – к.ф.-м.н., ведущий научный сотрудник ФГУП Научно-исследовательский и проектно-изыскательский институт «Атом-

энергопроект». Окончил МВТУ им. Н.Э. Баумана. Область научных интересов – радиационная безопасность окружающей среды, перенос радионуклидов в водных экосистемах.

**Петросян А.В.** – инженер Электрогорского научно-исследовательского центра по безопасности атомных электростанций.

**Ратман А.В.** – заместитель начальника производственно-экспериментальной лаборатории ФГУП Горно-химический комбинат, г. Железногорск. Область научных интересов – экспериментальное и теоретическое исследование ядерно-физических и физико-механических свойств реакторного графита.

**Резниченко Д.А.** – аспирант кафедры материаловедения ОИАТЭ. Область научных интересов – компьютерные эксперименты в области физики твердого тела.

**Родин В.М.** – директор Тобольской биологической станции РАН. Закончил Омский институт физической культуры в 1964 г.

**Сердунь Н.П.** – к.т.н., доцент, заведующий кафедрой «Механика и прочность конструкций АЭС» Обнинского государственного технического университета атомной энергетики. Область научных интересов – гидродинамические и тепловые процессы в контурах ЯЭУ, безопасность АЭС.

**Чумичев В.Б.** – старший научный сотрудник ГУ НПО «Тайфун». Закончил Уральский политехнический институт в 1959 г.

**Чусов И.А.** – к.т.н., доцент кафедры теплофизики ОИАТЭ.

**Шаманин И.В.** – д.ф.-м.н., профессор кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Томского политехнического университета. Область научных интересов – оптимизация физических характеристик ядерного реактора, ядерное материаловедение, перспективные ядерные топливные циклы.

**Шидловский В.В.** – к.т.н., генеральный директор ФГУП Сибирский химический комбинат, г. Северск. Область научных интересов – ядерная физика и ядерные технологии.

**Шкаровский А.Н.** – руководитель департамента эксплуатации АЭС с ВВЭР. Область научных интересов – безопасность АЭС.

**Шкуро В.Н.** – научный сотрудник ГУ НПО «Тайфун». Закончила Калужский государственный педагогический институт в 1966 г.

**Якуш С.Е.** – д.ф.-м.н., ведущий научный сотрудник Электрогорского научно-исследовательского центра по безопасности атомных электростанций.

## OUR AUTHORS

**Aksenov V.I.** – Chief engineer of Kalininskaja NPP. Scientific interests – NPP safety.

**Avdeev E.F.** – Cand.Sci. (Engineering), Associate professor, head of the thermal physics department of the Obninsk State Technical University of Nuclear Power Engineering (INPE). Scientific interests – hydrodynamics and thermal processes in outlines of NPP: turbulent mixing of coolant, hydrodynamics of jet targets.

**Baranaev Y.D.** – head of laboratory of the State Scientific Center of Russian Federation – Institute of Physics and Power Engineering.

**Boiko V.I.** – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor of the physical-power installations department of the physical-technical faculty of the Tomsk polytechnic university. Scientific interests – nuclear physics and nuclear technologies.

**Chumichev V.B.** – senior researcher of the SPA «Typhoon». Graduated from the Ural Polytechnic Institute in 1959.

**Chusov I.A.** – Cand. Sci. (Engineering), Associ-

ate professor of the thermal physics department of the INPE.

**Dunaev G.E.** – researcher of the SPA «Typhoon». Graduated from the Kuibyshev Polytechnic Institute in 1974.

**Gavrilov P.M.** – Dr. Sci. (Engineering) chief-engineer of the Siberian Chemical Combine. Scientific interests – thermal physics and heating engineering for the nuclear power installations.

**Kabanov A.I.** – researcher of the SPA «Typhoon». Graduated from the Moscow Engineering and Physics Institute (Obninsk branch) in 1981.

**Kadlubovich B.E.** – Cand. Sci. (Phys.-Math), Assistant Professor of the physical-power installations department of the physical-technical faculty of the Tomsk polytechnic university. Scientific interests – materials of nuclear engineering, high-current electronics.

**Karmanov F.I.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), associated professor of the fundamental and special physics department of the Obninsk INPE.

**Katrich I.Yu.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), senior researcher of the SPA «Typhoon». Graduated from the Moscow Engineering and Physics Institute (Obninsk branch) in 1966.

**Kireeva E.V.** – junior researcher of the Tobolsk biological station RAS. Graduated from the Tobolsk State Pedagogical Institute in 1992.

**Kryshch A.I.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), senior researcher of the SPA «Typhoon». Graduated from the Physical faculty of the Moscow State University named after M.V. Lomonosov in 1997. Scientific interests – radio-ecology, mathematical modelling for ecology, radiation safety of the environment.

**Leskin S.T.** – Dr.Sci. (Engineering), head of the «Equipment and operation of NPP» department of the Obninsk State Technical University of Nuclear Power Engineering.

**Lomov I.V.** – post-graduate student of the physical-power installations department of the physical-technical faculty of the Tomsk polytechnic university. Scientific interests – materials of nuclear engineering, molecular physics.

**Melikhov O.I.** – Dr.Sci. (Phys.-Math.), deputy director, head of thermophysical department of the Electrogorsk Research Centre on NPP Safety.

**Melikhov V.I.** – Dr.Sci. (Engineering), head of the computational thermohydraulics laboratory of the Electrogorsk Research Centre on NPP Safety.

**Mironenko A.N.** – leading engineer of the Tobolsk biological station RAS. Graduated from the Omsk Agricultural Institute in 1960.

**Nesterov V.N.** – post-graduate student of the physical-power installations department of the physical-technical faculty of the Tomsk polytechnic university. Scientific interests – experimental and theoretical study of the nuclear-physical and physical-mechanical properties of the reactor's graphite.

**Nikitin A.I.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), head of laboratory of the SPA «Typhoon». Graduated from the Moscow Engineering and Physics Institute (Obninsk branch) in 1973. Scientific interests – field investigations of radioactive contamination of water bodies.

**Nosov A.V.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), leading researcher of Research and Development Institute «Atomenergoproekt». Graduated from the Moscow State Technical University named after N.E. Bauman. Scientific interests – radiation safety of the environment and radionuclid transfer in water systems.

**Petrosyan A.V.** – engineer of the Electrogorsk Research Centre on NPP Safety.

**Ratman A.V.** – deputy chief of the industrial-experimental laboratory of the Mining and Chemical Combine. Scientific interests – experimental and theoretical study of the nuclear-physical and physical-mechanical properties of the reactor's graphite.

**Reznichenko D.A.** – post-graduate student of the material science department of the Obninsk INPE. Scientific interests – computer experiments in the field of physics of the solid state.

**Rodin V.M.** – director of the Tobolsk biological station RAS. Graduated from the Omsk Physical Training Institute in 1964.

**Serdun N.P.** – Cand. Sci. (Engineering), Associate professor, head of the «Mechanics and strength of the NPP' construction materials» of the OINPE. Scientific interests – hydrodynamics and thermal processes in the NPP loops, NPP safety.

**Shamanin I.V.** – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor of the physical-power installations department of the physical-technical faculty of the Tomsk polytechnic university. Scientific interests – optimization of the physical characteristics of the nuclear reactors, nuclear material investigations, the perspective nuclear fuel cycles.

**Shidlovskiy V.V.** – Cand. Sci. (Engineering), General director of the Siberian Chemical Combine. Scientific interests – nuclear physics and nuclear technologies.

**Shkarovskii A.N.** – head of NPP with VVER exploitation department. Scientific interests – NPP safety.

**Shkuro V.N.** – researcher of the SPA «Typhoon». Graduated from the Kaluga State Pedagogical Institute in 1966.

**Valetova N.K.** – senior researcher of the SPA «Typhoon». Graduated from the Omsk Polytechnic Institute in 1967.

**Volkov Y.M.** – post-graduate student of the «Equipment and operation of NPP» department of the Obninsk State Technical University of Nuclear Power Engineering.

**Voropaev A.I.** – Cand.Sci. (Phys.-Math.), leading researcher of the State Scientific Center of Russian Federation – Institute of Physics and Power Engineering.

**Vorotyntsev M.F.** – head of bureau of the State Scientific Center of Russian Federation – Institute of Physics and Power Engineering.

**Yakush S.E.** – Dr.Sci. (Phys.-Math.), leading researcher of the Electrogorsk Research Centre on NPP Safety.