

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

**ИЗВЕСТИЯ ВУЗОВ
ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ**

Издаётся с 1993 г.

N4 2013 г.

СОДЕРЖАНИЕ

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

<i>M.H. Николаев</i>	
Константное обеспечение расчётов быстрых реакторов. Путь к современному состоянию и задачи дальнейшего развития	5

<i>A.V. Клименко</i>	
Может ли ядерная энергетика стать конкурентоспособной на свободном рынке энергии	17

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

<i>B.B. Бажанов, И.И. Лощаков, А.П. Щуклинов</i>	
Исследование возможности использования на АЭС аккумуляторов тепловой энергии при регулировании частоты тока в сети	29

<i>A.C. Курский</i>	
Эффективность использования малой атомной энергетики для теплофикации	37

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

<i>И.И. Иванов, А.Н. Стороженко, В.В. Ульянов, Ю.А. Тепляков, В.М. Шелеметьев, Р.П. Садовничий</i>	
Изучение работы твердоэлектролитного датчика кислорода в газах в условиях, имитирующих процессы водородной очистки циркуляционных контуров перспективных РУ с тяжёлыми жидкокометаллическими теплоносителями	45

<i>А.Н. Скоморохов, В.М. Шелеметьев, Р.Ш. Асхадулин, А.Н. Стороженко, С.Н. Скоморохова, И.В. Ситников</i>	
Исследование влияния температурного режима на работоспособность кондуктометрического чувствительного элемента датчика водорода на основе сплава Pd-Ag	51

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

<i>Е.А. Кинев, В.А. Цыгвинцев, А.В. Барыбин</i>	
Методические особенности структурных исследований твэлов с натриевым охлаждением	57

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

А.С. Корсун, В.С. Харитонов, М.Ф. Филиппов

Анализ подходов к моделированию процессов формирования радиоактивных отложений на стенках контуров быстрых натриевых реакторов 64

Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, А.С. Шелегов, В.Ф. Украинцев, Д.М. Титов, С.В. Рагулин

Расчетное обоснование конструкции электрообогреваемой модели РУ на сверхкритических параметрах 69

С.Т. Лескин, В.И. Слободчук, А.С. Шелегов, С.В. Яуров, Е.А. Чистозвонова, А.П. Сорокин,

А.Н. Опанасенко, С.Г. Калякин, Д.Г. Зарюгин

Численное моделирование неизотермического течения теплоносителя в баке быстрого реактора 78

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

О.Е. Кононов, В.Н. Кононов, М.В. Баховко, Д.Е. Гремячин

Концепция создания безреакторного интенсивного источника нейтронов для лучевой терапии на базе ускорителя ионов водорода 86

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов

Экспериментальное исследование особенностей распределения расходов в каналах модели двухпетлевого реактора 95

Л.С. Розман

Уравнения и алгоритмы расчета температурных полей оболочки вращения в аэродинамическом потоке с учетом зависимости свойств ее материала от температуры 102

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

В.М. Декусар, В.С. Каграманян, А.Г. Калашников, Э.Н. Капранова, В.Е. Коробицын, А.Ю. Пузаков

Анализ характеристик РЕМИКС-топлива при многократном рецикле в реакторах ВВЭР 109

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

А.П. Глебов, А.В. Клушин

Исследования по обоснованию и развитию концепции одноконтурной ЯЭУ с водоохлаждаемым реактором при сверхкритических параметрах с быстрорезонансным спектром 118

Ю.В. Волков

Стochasticкая теория ядерных реакторов нулевой мощности.

Часть 1. Физическая и математическая модели 128

А.Л. Ижутов, С.В. Майнсков, В.В. Пименов, В.А. Старков, В.Е. Федосеев

Расчетное исследование возможности перевода исследовательского реактора МИР на низкообогащенное топливо 136

CONTENTS

URGENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

Nikolaev M.N.

Constants base for calculations of fast reactors. The path to the modern state of the problems of the further development 5

Klimenko A.V.

There can be a nuclear power to competitive energy in the free market? 17

NUCLEAR POWER PLANTS

Bazhanov V.V., Loshchakov I.I., Shchuklinov A.P.

Research of possibility of using thermal energy accumulators on the nuclear power plant at regulation of frequency of current in the power network 29

Kursky A.S.

Efficiency of low-power nuclear engineering for heat production 37

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

Ivanov I.I., Storozhenko A.N., Ulyanov V.V., Teplyakov Yu.A., Shelemelev V.M., Sadovnichy R.P.

Study of the functioning of the gas phase electrochemical oxygen sensor with a solid oxygenated electrolyte under conditions which emulate process of hydrogen regeneration of circulation loops of perspective reactors with heavy liquid metal coolants 45

Skomorokhov A.N., Shelemelev V.M., Askhadulin R.Sh., Storozhenko A.N., Skomorokhova S.N., Sitnikov I.V.

The study of temperature influence on the performance of conductometric hydrogen sensor element based on Pd-Ag alloy 51

MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

Kinyov E.A., Tsygvintsev V.A., Barybin A.V.

The methodical features of structural investigations for sodium cooling pins 57

SIMULATIONS OF THE PROCESS PERFORMANCE IN NUCLEAR POWER FACILITIES

Korsun A.S., Kharitonov V.S., Filippov M.F.

Analysis of approaches to the formation of radioactive deposits on fast neutron reactors loops modeling 64

Avdeev E.F., Chusov I.A., Shelegov A.S., Ukrantsev V.F., Titov D.M., Ragulin S.V.

Design substantiation of electricity-heated reactor model construction with supercritical parameters 69

Leskin S.T., Slobodchuk V.I., Shelegov A.S., Yaurov S.V., Chistozvonova E.A., Sorokin A.P., Opanasenko A.N., Kalyakin S.G., Zaryugin D.G.

Numerical simulation of the coolant flow in the porous body model of a fast breeder reactor 78

APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND MEANS

- Kononov O.E., Kononov V.N., Bokhovko M.V., Gremiachkin D.E.*
Conception design of intensive nonreactor neutron source based on hydrogen ion accelerator 86

THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

- Avdeev E.F., Chusov I.A.*
Experimental analysis of flowrates distribution features in double-loop reactor channels 95
Rozman L.S.
The equations and algorithms for the calculation of temperature fields of shells of revolution
in aerodynamic flow considering dependence of its material properties on the temperature 102

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

- Dekusar V.M., Kagramanyan V.S., Kalashnikov A.G., Kapranova E.N., Korobitsyn V.E., Puzakov A.Yu.*
The comparison analyses of VVER REMIX-fuel characteristics when multiple recycling
were made 109

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

- Glebov A.P., Klushin A.V.*
Investigations on justification and development of concept of direct-steam NPP with water cooled
reactor at supercritical parameters with fast resonance spectrum 118
Volkov Yu.V.
Stochastic theory for zero-power nuclear reactors.
Part 1. Physical and mathematical models 128
Izhutov A.L., Maynskov S.V., Pimenov V.V., Starkov V.A., Fedoseev V.E.
Calculations in support of MIR research reactor conversion to low-enriched fuel 136

КОНСТАНТНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАСЧЕТОВ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ. ПУТЬ К СОВРЕМЕННому СОСТОЯНИЮ И ЗАДАЧИ ДАЛЬНЕЙШЕГО РАЗВИТИЯ

М.Н. Николаев

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



Кратко изложена история развития константного обеспечения нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов. Отмечены недостатки современного состояния и сформулированы задачи дальнейшего развития.

Ключевые слова: константное обеспечение расчетов быстрых реакторов.

Key words: constants base for calculations of fast reactors.

Более шести десятилетий тому назад в ФЭИ началась разработка быстрых реакторов для атомной энергетики. В течение всего этого времени непрерывно шло совершенствование константного обеспечения, необходимого для расчета нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов. Возможность расширенного воспроизводства ядерного топлива в быстрых реакторах была вполне ясна уже к середине 40-х годов XX в. Было известно, что при делении выделяется значительно больше нейтронов, чем это необходимо для поддержания цепной реакции; больше половины нейтронов деления способны делить уран-238, образуя дополнительный избыток нейтронов; при захвате избыточных нейтронов в уране-238 образуется хорошо делящийся плутоний-239, пригодный для использования в качестве ядерного топлива в смеси с ураном-238.

К 1950 г. были уже реалистично оценены запасы природного урана, и было ясно, что атомная энергетика может рассматриваться в качестве долговременной альтернативы углеводородной энергетике только при развитии ее на основе быстрых реакторов-размножителей (бридеров) с замкнутым топливным циклом. Пуск первых АЭС у нас и за рубежом объясняется (и объяснялся), несомненно, политическими мотивами, а никак не экономическими соображениями. Дальнейшее развитие атомная энергетика с тепловыми реакторами получила благодаря тому, что добыча, переработка и обогащение урана уже были освоены и производственные мощности превышали потребности военно-промышленного комплекса, для которого они создавались. Таким образом, атомная энергетика как бы утилизировала отходы военно-промышленного комплекса, что позволяло избежать нежелательного свертывания уже развитых с большим трудом производств и, разумеется, резко снижало топливную составляющую вырабатываемой электроэнергии. С другой стороны, никаких реальных шагов по утилизации отходов самой атомной энергетики не предпринималось. Решение этой задачи откладывалось (и продолжает откладываться) на неопределенно долгий срок, что, конечно, также снижало сто-

© М.Н. Николаев, 2013

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

имость вырабатываемой электроэнергии. В 1950-е гг. наша страна, восстановившая по-рушенную войной экономику, развивалась чрезвычайно высокими темпами. При сохранении этих темпов срок исчерпания углеводородных ресурсов представлялся не слишком далеким. Государство в то время было озабочено долгосрочными перспективами и Александру Ильичу Лейпунскому удалось убедить правительство в необходимости разработки быстрых реакторов-бридгеров с замкнутым топливным циклом.

Прежде всего требовалось на практике убедиться в практической реалистичности этого направления. Для этого был спроектирован реактор нулевой мощности БР-1, явившийся прототипом БР-2, для которого в качестве теплоносителя (как и для американского реактора «Клементина») была выбрана ртуть. Выбор оказался неудачным, и вскоре этот реактор был переделан в реактор с натриевым замедлителем и большей мощности – БР-5 (затем он же – БР-10).

В начале 1950-х гг., когда проектировались эти реакторы, объем информации о нейтронных сечениях был столь скучен (например, [1]), что погрешности в расчете $k_{\text{эфф}}$ и коэффициента воспроизведения составляли не менее 10 – 15%. Это однако не помешало спроектировать и критстенд БР-1, и реакторы БР-2 и БР-5 – потребовалось лишь предусмотреть запас в объеме активной зоны.

В этих проектах использовались 9-групповые константы, приведенные в [2]. Расчет радиационной защиты БР-2 выполнялся на основании разрозненных эмпирических данных о так называемых «длинах релаксации», т.е. толщин материялов, ослабляющих излучение на порядок, и «факторов накопления», вносящих поправки в экспоненциальные распределения. Как ни странно, расчет защиты БР-2 был выполнен лишь с небольшим запасом – таким, что потом в этой же защите был размещен БР-10, впятеро большей мощности.

Следует подчеркнуть, что в те годы расчеты реакторов и защиты выполнялись вручную с помощью механических калькуляторов. Тем не менее, погрешность результатов вычислений определялась не расчетно-методическими погрешностями, а неточностью используемых констант.

На БР-1 был экспериментально определен коэффициент воспроизведения нейтронов путем измерения отношения числа захватов в толстом урановом экране к числу делений плутония в компактной активной зоне. Если считать выгорание урана-235 в обедненном уране, из которого был изготовлен экран БР-1, за потерю топливного материала, то коэффициент воспроизведения (КВ) оказался равным $(2.0 \pm 0.1)/(1+\alpha)$, где α – отношение сечения захвата плутония в активной зоне к сечению его деления. Пренебрежение выгоранием урана-235 в обедненном уране повышает КВ на 10%.

На БР-2, затем БР-5 были выполнены экспериментальные оценки величины а для урана-235 и плутония-239. В частности, для БР-2 было получено $\alpha = 0.07 \pm 0.01$, откуда следовало, что максимально возможная величина КВ превышает 1.8. Разумеется, было понятно, что необходимость обеспечения достаточно большой мощности энергетического быстрого реактора и ограничения по возможностям теплосъема потребуют увеличить объем активной зоны, разбавить плутоний ураном-238 и теплоносителем, что неизбежно приведет к снижению КВ, однако и при $\text{КВ} \approx 1.4$ быстрые реакторы могли обеспечить приемлемый темп нарастания мощностей атомной энергетики без обогащения урана (при условии переработки отработавшего топлива и воспроизводящих экранов).

Исследования на БР-1 с неразмножающими экранами (из железа, меди, никеля) выявили необходимость учета резонансной самоэкранировки сечений в области десятков и сотен килоэлектронвольт. Это существенно повысило требования к константному обеспечению.

В это же время в физическом отделе ФЭИ велись измерения энергетических зависимостей сечений деления и захвата для основных реакторных материалов, числа вторичных нейтронов деления, интенсивности запаздывающих нейтронов и пр. Аналогичные эксперименты велись в ФИАН, в ИТЭФ и ЛИПАН (ныне – Курчатовский институт). В теоретиках велись работы, позволяющие провести через разрозненные экспериментальные точки плавные оцененные кривые, оценивались средние параметры неразрешенных резонансов, развивались методы учета резонансных эффектов. Аналогичные работы велись и за рубежом, и их результаты в 1950-е гг. открыто публиковались.

В 1960 г. по инициативе И.И. Бондаренко и под его руководством началась работа по созданию усовершенствованной системы констант. В группу разработчиков вошли я, Лили Паруйровна Абагян и Нина Оганесовна Базазянц. В 1962 г. работа была завершена, оформлена в виде открытого отчета ФЭИ и доложена И.И. Бондаренко на Международном семинаре по физике быстрых и промежуточных реакторов в Вене, а в 1964 г. опубликована в СССР [3], Франции и США.

Принципиально новым в этой системе констант было введение факторов резонансной самоэкранировки нейтронных сечений, которые до тех пор при расчете быстрых реакторов не использовались. Это обстоятельство, в частности, и послужило причиной издания этой системы констант за рубежом. В США факторы самоэкранировки стали называться факторами Бондаренко. Сам Игорь Ильич, к сожалению, не дожил да выхода системы констант БНАБ в свет – он умер 5 мая 1964 г., не дожив до 38-ми лет.

С внедрения системы констант БНАБ начался новый этап константного обеспечения быстрых реакторов. В 1960-е гг. реакторно-физические расчеты стали выполнять уже на электронно-вычислительных машинах – ЭВМ, как тогда называли компьютеры. У нас в стране первым освоил новую систему М.Н. Зизин, который в то время работал в НИИАР. С его легкой руки система констант получила название БНАБ. Чуть позже и в ФЭИ И.П. Маркеловым, М.А. Барыбой и др. была создана программа М26, использующая константы БНАБ. С внедрением этой системы констант начался следующий этап развития константного обеспечения расчетов быстрых реакторов, в котором константная составляющая погрешностей расчетных результатов была снижена примерно до 3% в $k_{\text{эфф}}$. Эта составляющая, однако, по прежнему преобладала над программно-методической компонентой погрешности, резко сократившейся благодаря применению ЭВМ (примерно до 2% в $k_{\text{эфф}}$).

На основе системы констант БНАБ-64 были выполнены и осуществлены проекты быстрых реакторов БН-350 и БОР-60, импульсного быстрого реактора ИБР, а также физического стенда БФС; начата разработка проекта реактора БН-600. На этом этапе существенно развились возможности уточнения нейтронных данных на основе интегральных и макроскопических экспериментов. Прежде всего потому, что было выполнено множество макроскопических экспериментов на критических стендах БР-1 и БФС и их зарубежных аналогах ZEBRA, «Мазурка», ZPR, а также на реакторе БН-350. Учет всей этой информации позволил к концу рассматриваемого этапа (т.е. к концу 1970-х гг.) сократить константную составляющую расчета $k_{\text{эфф}}$ до 1.5 – 2 %.

К этому времени существенно возрос объем экспериментальной информации о нейтронных сечениях, возросло энергетическое разрешение нейтронных спектрометров, а для получения данных о характеристиках резонансной структуры сечений, определяющих эффект самоэкранировки в области неразрешенных резонансов, был предложен и реализован метод, не требующий сверхвысокого энергетического разрешения. Метод состоял в измерении пропускания нейтронов через большие толщи исследуемых материалов. Знание кривой пропускания для довольно широкого энергетического интервала ΔE

$$T(t) = \int_{\Delta E} \exp(-t\sigma_{tot}(E))dE$$

позволяет найти так называемые моменты полного сечения

$$\left\langle \frac{1}{\sigma_{tot} + \sigma_0} \right\rangle = \int_0^{\infty} T(t) \exp(-t\sigma_0) dt ; \quad \left\langle \frac{1}{(\sigma_{tot} + \sigma_0)^2} \right\rangle = \int_0^{\infty} t T(t) \exp(-t\sigma_0) dt ,$$

определяющие факторы самоэкранировки этого сечения

$$f_{t0}(\sigma_0) = \frac{1}{\langle \sigma_{tot} \rangle} \left\{ \left\langle \frac{1}{\sigma_{tot} + \sigma_0} \right\rangle^{-1} - \sigma_0 \right\} ;$$

$$f_{t1}(\sigma_0) = \frac{1}{\langle \sigma_{tot} \rangle} \left\{ \left\langle \frac{1}{(\sigma_{tot} + \sigma_0)^2} \right\rangle^{-1} / \left\langle \frac{1}{\sigma_{tot} + \sigma_0} \right\rangle^{-1} - \sigma_0 \right\} .$$

Измерение пропускания с помощью детектора, регистрирующего деления или захваты в исследуемом материале, позволяет определить факторы самоэкранировки этих парциальных сечений, например, фактор самоэкранировки сечения деления

$$f_f(\sigma_0) = \frac{1}{\langle \sigma_t \rangle} \left\{ \left\langle \frac{\sigma_f}{\sigma_{tot} + \sigma_0} \right\rangle^{-1} / \left\langle \frac{1}{\sigma_{tot} + \sigma_0} \right\rangle^{-1} \right\} =$$

$$= \frac{1}{\langle \sigma_t \rangle} \left\{ \int_{\Delta E} \sigma_f(E) \exp(-t\sigma_{tot}(E)) dE / \left\langle \frac{1}{\sigma_{tot} + \sigma_0} \right\rangle^{-1} \right\} .$$

Здесь угловые скобки означают усреднение по энергетическому интервалу, а σ_0 – «сечение разбавления» – суммарное полное сечение всех остальных изотопов, входящих в состав среды, приходящееся на одно ядро рассматриваемого резонансного изотопа [6].

Была реализована большая программа измерений кривых пропускания на линейных ускорителях в ФЭИ, продолженная впоследствии на пучках БР-5 и на ИБР в Дубне, где изучалось влияние доплер-эффекта на эффект самоэкранировки (например, [4, 5]).

В этот период Л.Н. Усачевым была разработана обобщенная теория возмущений, позволяющая рассчитывать чувствительности измеряемых на критических сборках отношений сечений и реактивностей малых образцов к константам, используемым при расчетах этих величин [7]. Это позволило применить для уточнения нейтронных констант метод наименьших квадратов, оценивать влияние этого уточнения на погрешности расчетных характеристик реакторов и пр. Была развернута интенсивная работа в этом направлении с целью создания библиотеки рекомендованных оцененных нейтронных данных (БРОНД), учитывающей анализ расчетно-экспериментальных расхождений для совокупности макроскопических экспериментов и соответствующей библиотеки групповых констант ОСКАР (Оптимизированная Система Констант для расчета Атомных Реакторов). К сожалению, обеспечить координацию работ этой группы с группой разработчиков системы БНАБ не удалось. Работы по совершенствованию системы константного обеспечения велись параллельно.

В 1970 г. лаборатория № 103 ФЭИ выпустила уточненную версию БНАБ, учитывающую новые экспериментальные данные по величине α для основных делящихся материалов, а в 1978 г. была окончательно сформирована новая версия констант БНАБ – БНАБ-78. Эта лаборатория – Отраслевой центр интегральных эксперимен-

тов и реакторных констант – и по сей день обеспечивает константами инженерные ядерно-физические расчеты в отрасли.

Сначала была сформирована версия БНАБ-МИКРО, учитываяющая совокупность накопившихся к этому времени данных дифференциальных нейтронно-физических экспериментов, затем откорректированная на основе результатов макроскопических экспериментов, в итоге получившая название БНАБ-78. В 1981 г. она была опубликована [8]. В этой версии были добавлены две группы в области энергий выше 10.5 МэВ с целью обеспечения потребности расчетов термоядерных и гибридных установок. Другой важной особенностью являлось описание резонансной структуры сечений методом подгрупп, позволяющим описывать граничные резонансные эффекты, что особенно важно при расчете критсборок, имеющих гетерогенную структуру.

Подгрупповые параметры определялись таким образом, чтобы сохранить значения факторов резонансной самоэкранировки. При их получении принимались во внимание и эксперименты по измерению кривых пропускания в области неразрешенных резонансов. 28-групповые константы для расчета переноса нейтронов содержали матрицы анизотропии упругого рассеяния в Р₅-приближении. Система констант сопровождалась данными об энерговыделении и образовании гамма-квантов в нейтронных реакциях (15 гамма-групп), а также ковариационными матрицами погрешностей констант БНАБ-МИКРО, использовавшимися в процедурах корректировки констант на основании анализа расхождений между результатами расчетов и выбранных бенчмарк-экспериментов.

Для внедрения новой константной библиотеки в расчетную практику М.М. Савостькиным и др. была создана программа АРАМАКО (Автоматизированный РАсчет МАкро КОНстант), формирующая макроконстанты в формате FМАС, а также блокированные (т.е. учитывающие эффект самоэкранировки) микроконстанты входящих в состав сред нуклидов. Система констант, состоящая из БНАБ-78 и АРАМАКО, быстро была внедрена в практику расчетов быстрых реакторов, а чуть позже и радиационной защиты и расчетов в обоснование ядерной безопасности, что открыло новый, третий, этап в развитии системы константного обеспечения быстрых реакторов с замкнутым топливным циклом. Большую роль в сложном процессе освоения новой системы константного обеспечения сыграл М.Ф. Троянов, под руководством которого велись работы и по инженерному обоснованию требуемой точности расчета нейтронно-физических характеристик реакторов-бридгеров.

Вычислительные методы и программы на этом этапе быстро развивались (в соответствии с возрастающими возможностями компьютеров). Поэтому на адаптацию системы констант к новым расчетным кодам тратилось немало сил как у нас, так и в смежных институтах, в частности, в ИПМ, где совершенствовались программы расчета защиты, и в Курчатовском институте, где эта система была существенно усовершенствована Л.П. Абагян, М.Ю. Юдкевичем и В.В. Тебиным для адаптации к расчетам реакторов на тепловых нейтронах.

На этом этапе развития системы константного обеспечения константная составляющая расчета $K_{\text{эфф}}$ снизилась до 2%, расчетно-методическая – до 1.2%. Учет результатов макроскопических экспериментов на реакторе БН-600 и на стенде БФС позволил снизить константную составляющую до уровня расчетно-методической.

К концу 1980-х гг. разработчикам констант стало ясно, что система константного обеспечения требует усовершенствования. Эта необходимость была обусловлена прежде всего тем, что объем экспериментальной информации к тому времени резко возрос в связи с вводом нейтронных спектрометров с высоким разреше-

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

нием. Файлы оцененных нейтронных данных из нескольких зарубежных библиотек, представленные в едином формате ENDF, позволяли упростить анализ экспериментальных данных: не требовалось выполнять все оценки самим, можно было выбрать из имеющихся наилучшую и при необходимости подправить ее. Резкое возрастание объема памяти компьютеров сняло ограничение на число энергетических групп. Стало возможным увеличить это число на порядок и тем самым устраниТЬ необходимость итерационной корректировки сечений замедления, которая не всегда и не везде выполнялась корректно. При разработке новой версии констант БНАБ все эти возможности были использованы. Создание и верификация этой версии осуществлялись под руководством и при активном участии А.М. Цибули. Число групп возросло до 299-ти. При этом тепловая группа была разбита на 25 узких групп, что позволяло учитывать термализационные эффекты. Были унифицированы формат представления данных и обращение к таблицам констант разного типа. Для подготовки данных к расчету была создана программа CONSYST, учитывающая резонансную самоэкранировку сечений, сворачивающая, если надо, константы в меньшее число групп и с помощью специальных модулей представляющая их в форматах, к которым адаптированы основные отечественные и зарубежные расчетные программы. Новая система констант была освоена в ФЭИ и начала интенсивно использоваться для верификации расчетных результатов на основе анализа данных экспериментов на критсборках и энергетических реакторах. К 1993 г. верификация была завершена, в константы были введены некоторые корректины и система констант БНАБ-93-CONSYST была аттестована отраслевым центром стандартных справочных данных [9], после чего (не без труда) была внедрена в практику инженерных расчетов быстрых реакторов. Система констант БНАБ-93-CONSYST и представляет собой систему константного обеспечения, используемую в настоящее время.

На современном этапе константная составляющая расчетной погрешности снижена до 1.5%, но и расчетно-методическая составляющая упала до уровня ниже 0.6%. Учет результатов макроскопических экспериментов позволяет снизить константную составляющую погрешности $k_{\text{эфф}}$ до 0.6 – 0.8%.

На основе системы БНАБ-93-CONSYST были разработаны проекты реакторов БН-1200, БРЕСТ, СВБР, SEFR, МБИР. Кроме нейтронных и фотонных констант БНАБ-93 включает в себя и выходы продуктов деления, данные о характеристиках их распада (а также о характеристиках радионуклидов, образующихся в других нейтронных реакциях).

В 2005 г. по заказу Миннауки было начато создание Российской национальной библиотеки оцененных нейтронных данных – РОСФОНД [10]. В 2007 г. работа была завершена, после чего на основе РОСФОНД была сформирована новая версия 299-групповых констант БНАБ-РФ. Была выполнена и ее основательная валидация на основе макроскопических экспериментов. На отраслевых семинарах «Нейтроника» неоднократно ставился вопрос о придании библиотеке РОСФОНД статуса отраслевого стандарта, и в начале 2013 г. ГК Росатом заключила с ФЭИ контракт на работу «Сопровождение отраслевого стандарта на ядерные данные для расчета быстрых реакторов, радиационной защиты и установок внешнего топливного цикла: обеспечение его соответствия растущим потребностям отрасли и мирового уровня знаний». В 2013 г. по этому контракту должно было быть сформулировано и обосновано техническое задание на создание первой версии отраслевого стандарта. Для выполнения контракта в ФЭИ была создана рабочая группа из сотрудников центра интегральных экспериментов и реакторных констант и центра ядерных данных. Этой группой были сформулированы причины, по которым система константного обеспечения нуждается в дальнейшем совершенствовании, и предложены пути решения этой проблемы в течение ближайших трех лет.

Необходимость развития константного обеспечения обосновывается следующим.

1. Вычислительные возможности за последние два десятилетия еще более возросли и, по крайней мере, при расчетах методом Монте-Карло стало возможно уйти от группового приближения. Более того, при открывшейся возможности детального описания конструкции реактора и, особенно, при учете изменения его состава в процессе выгорания стало рациональным рассмотрение взаимодействий с каждым изотопом в отдельности (вместо использования макроскопических констант для огромного числа гомогенных зон).

2. Чтобы максимально снизить необходимый запас реактивности для компенсации эффектов выгорания до величины, не превышающей $\beta_{\text{эфф}}$ (т.е. до 0.5%), требуется резкое снижение погрешности расчетных результатов как в начале, так и в конце кампании, когда состав топлива заметно меняется. Эта погрешность практически целиком определяется константной составляющей. Возникла потребность перейти от экспертной оценки расчетной погрешности к алгоритмической, когда результаты расчетов сопровождаются надежными оценками их погрешностей.

3. Создание международных сборников результатов макроскопических экспериментов [11] по обоснованию ядерной безопасности (ICSBEP), иных реакторно-физических экспериментов (IRPhEP) и экспериментов по радиационной защите (SINBAD) открыло принципиально новые возможности снижения константной составляющей расчетной погрешности за счет анализа расчетно-экспериментальных расхождений для всей совокупности макроэкспериментов.

4. Создание Российской национальной библиотеки оцененных нейтронных данных (РОСФОНД) создало предпосылки для перехода к новому этапу константного обеспечения, на котором погрешности расчетных результатов можно будет свести к требуемому уровню.

5. Развернувшиеся во всем мире работы по оценке погрешностей ядерных данных, уточнения их на основе макроскопических экспериментов, а также методов и программ, вычисляющих погрешности расчетных результатов, позволяют конструкторам оценивать погрешности всех рассчитанных ими нейтронно-физических характеристик реакторов.

6. Грядущая коммерциализация атомной энергетики требует обоснования права собственности на те материалы, которые использовались при создании товара, в частности, на ядерные данные.

Совокупность этих факторов обуславливает необходимость перехода к новому этапу развития константного обеспечения расчетов реакторов и защиты и обоснования ядерной и радиационной безопасности на всех этапах топливного цикла. Создаваемой системе константного обеспечения нового поколения должен быть придан статус отраслевого стандарта. Кроме аргумента, отмеченного в п. 6, необходимость стандарта вытекает и из того, что в настоящее время предлагается целый ряд альтернативных решений замыкания ядерного топливного цикла (например, рассматривается целый ряд различных установок выжигания минорных актинидов). Ясно, что объективное сравнение альтернативных проектов возможно только при наличии результатов расчетов, выполненных на единой константной базе.

В качестве базы для отраслевого стандарта предлагается принять библиотеку файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД, в которую необходимо ввести целый ряд корректива для устранения расчетно-экспериментальных расхождений, выявленных в процессе валидации библиотеки на основе макроскопических экспериментов [12, 13]. Необходимо принять во внимание и вновь появившиеся данные нейтронно-физических экспериментов (в частности, данные о выходах запаздывающих

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

нейтронов[14]). До сих пор не удалось разрешить противоречия с сильными расхождениями в современных оценках спектров запаздывающих нейтронов. В 2014 г. предлагается устраниить отмеченные недочеты и создать версию РОСФОНД-2014 как основу первой версии отраслевого стандарта.

Однако пополнить библиотеку РОСФОНД ковариационными данными (т.е. данными о погрешностях нейтронных сечений и корреляциях между этими погрешностями) в 2014 г. едва ли удастся, т.к. отбор из существующих оценок наиболее надежной чрезвычайно сложен. Если разброс различных оценок нейтронных сечений с годами снижается (порой настолько, что удается выработать единую международную оценку), то оценки погрешностей оцененных сечений годами возрастают. Наиболее ярким примером служат оценки сечения, казалось бы, простейшей нейтронной реакции – упругого рассеяния нейтронов на водороде, т.е. на протонах (такими же должны быть и сечения рассеяния нейтронов на нейтронах, величина которых, понятно, не играет никакой роли в реакторной физике). Сечение рассеяния на водороде является стандартом, на который опираются измерения сечений многих других реакций. В 1990 г. погрешность этого стандарта (рис. 1) была принята группой экспертов вдвое большей оценки известнейшего специалиста из Лос-Аламосской национальной лаборатории Г. Хэйла, которая в 2006 г. была принята группой экспертов в качестве основы для международного стандарта. В 2008 г. Г. Хэйл пересмотрел свою оценку погрешностей, и они возросли на порядок (см. рис. 1). Заметим, что кардинальные изменения мнений экспертов нельзя объяснить изменениями объема и точности экспериментальных данных.

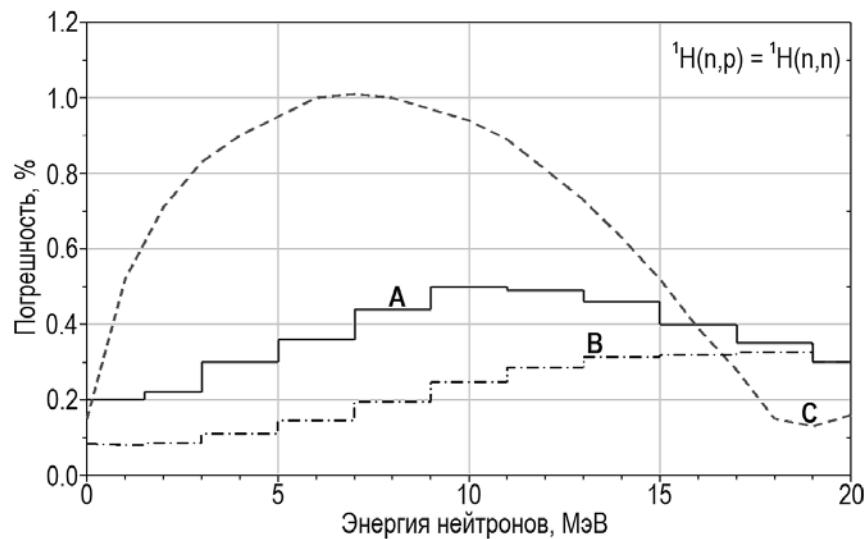


Рис.1. Сравнение оценок погрешностей сечения рассеяния нейтронов на водороде: А – оценка экспертов, CSEWG (1990); В – Международный стандарт (2006); С – G.M.Hale, NDS, 109, p. 2812 (2008)

Не лучше положение дел и с оценками погрешностей сечений более сложных нейтронных реакций. Рабочей группой предлагается в течение 2014 г. выработать согласованную и обоснованную российскими специалистами точку зрения на отбор оценок погрешностей нейтронных данных и в 2015 г. включить эти согласованные оценки в отраслевой стандарт (т.е. в РОСФОНД).

Положение дел с данными о взаимодействии гамма-излучения с веществом несравненно лучше, чем с нейтронными данными. Созданная в Ливерморской национальной лаборатории им. Лоуренса библиотека EPDL97 принята за основу рас-

четов переноса фотонов во всех странах мира. В России к РОСФОНД присоединена та часть этой библиотеки, которая включает в себя данные только о фотоэлектронных взаимодействиях (упорядоченные, естественно, по элементам). Фотоядерные данные для основных реакторных материалов (которые могут потребоваться, например, при анализе дозиметрических экспериментов в радиационной защите) планируется включить в РОСФОНД-2014. Погрешности, вносимые неточностью знания фотонных данных в расчеты гамма-полей, существенно ниже тех погрешностей, которые вызваны неточностями данных об образовании гамма-квантов в нейтронных реакциях (или) при распаде радионуклидов.

Используемые в нашей стране данные о характеристиках распада радионуклидов (распадные данные), как и нейтронные данные, не стандартизованы. Имеется целый ряд общедоступных библиотек распадных данных, и каждый пользователь вправе выбирать любую из них. На самом деле конечные пользователи – инженеры-проектировщики – не имеют возможности воспользоваться этим правом и обречены пользоваться теми распадными данными, которые погружены в используемые в их организациях вычислительные программы. К счастью, расхождения в различных оценках распадных данных не столь велики, чтобы эти расхождения значимо влияли на конечные расчетные результаты (по крайней мере, в большинстве приложений). Хотя законодательно установленных требований к точности расчета радиационных полей не существует, здравый смысл подсказывает, что эти требования не могут быть ниже тех 20 – 30%, с которыми в лучшем случае известны эффекты воздействия излучений на организмы и материалы. Более жесткие требования (3 – 5%) могут быть предъявлены к расчетам энерговыделения при радиоактивных распадах. Для долгоживущих нуклидов, в частности для актинидов и долгоживущих продуктов деления, определяющих энерговыделение в хранилищах отработанного топлива, эти требования вполне удовлетворены. Энерговыделение, обусловленное распадом короткоживущих нуклидов, в частности, продуктов деления, определяющих остаточное энерговыделение после аварийного прекращения цепной реакции, известно намного хуже. Более того, измерения полного энерговыделения при распаде радионуклидов, выполненные в последние годы в Оук-Риджской лаборатории на установке TAGS (Total Absorption Gamma-ray Spectrometry method) показали, что большинство (если не все) оценки энерговыделения при распаде занижены. Так, например, в случае ^{89}Kr (выход при делении 5.8%) энерговыделение занижено на 9.4%; для ^{139}Xe (выход при делении 6.4%) энерговыделение занижено на 39%; для ^{87}Br (выход при делении 2.5%) – на 23%. О недооценке энерговыделения при распаде короткоживущих продуктов деления говорят и сравнения суммарного запаздывающего энерговыделения, приводимого в файлах оцененных данных для разных делящихся ядер, с суммой энерговыделений всех образующихся при делении радионуклидов (разумеется, взвешенной с учетом их выходов и цепочек распада). Рабочей группой предлагается выполнить в 2014 г. критический анализ имеющихся оценок распадных данных для продуктов деления и других нейтронных реакций и включить их в библиотеку РОСФОНД-2014.

Однако как бы ни была полна библиотека РОСФОНД-2014 и как бы ни были квалифицированы ее составители, прежде, чем рекомендовать содержащиеся в ней ядерные данные, их необходимо тщательно верифицировать и всесторонне провалидировать. Поскольку термин «валидация» в нашей стране употребляется редко и часто путается с «верификацией», поясню тот смысл этих терминов, в котором их используют наши и зарубежные константщики. Целью верификации

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

является проверка соответствия представленных в библиотеке данных установленным стандартом форматов, проверка сохранения балансов (сумм составляющих, энергии, массы, заряда), возможность переработки оцененных данных в форматы, требуемые для инженерных расчетов. Целью валидации является оценка точности расчетных предсказаний на основании анализа расхождений между результатами расчета различных функционалов полей излучения с результатами экспериментального определения этих величин в макроскопических экспериментах на реакторах и критсборках. Итак, если верификация выявляет и внутренние противоречия в оцененных данных, то валидация выявляет наличие внешних противоречий (внешних по отношению к исходной информации, использовавшейся при оценке). Для выполнения валидации необходимо располагать набором надлежащим образом оцененных данных макроскопических экспериментов и вычислительными средствами, позволяющими провести корректные расчеты измерявшихся величин на основе валидируемой библиотеки ядерных данных. Макроскопические эксперименты, содержащиеся в упомянутых выше международных сборниках ICSBEP, IRPhEP, SINBAD, описаны неплохо; в них содержатся не только результаты измерений, но также условия и методы их выполнения и погрешности полученных результатов. Однако оценки макроскопических экспериментов выполнялись, как правило, независимо друг от друга и не содержат данных о корреляциях погрешностей. Между тем корреляции, обусловленные общностью экспериментальных методик (например, нормировкой детекторов в потоке тепловых нейтронов), условий проведения экспериментов (например, использованием одинаковых топливных элементов в разных критических экспериментах на одной и той же критсборке), существенны, и пренебрежение ими ведет к неоправданному завышению информативности экспериментальных данных. В случае некоррелирующих погрешностей информативность повышается пропорционально $n^{1/2}$, где n – число экспериментов; при наличии корреляций, обусловленным общим источником погрешностей, она будет определяться этим источником независимо от числа экспериментов. Поэтому рабочей группой предлагается провести тщательный отбор макроскопических экспериментов, рекомендуемых для валидации констант, сопровождающийся комплексным анализом источников экспериментальных погрешностей. Первую версию базы данных оцененных таким образом макроэкспериментов планируется создать в 2014 г.

Для использования отобранных макроэкспериментов для валидации констант необходимо прежде всего располагать вычислительными средствами, преобразующими оцененные данные в формы, требующиеся для вычислительных программ (многогрупповые константы, описания детальных энергетических зависимостей сечений в формате ACE и т.п.). Следует отметить, что эти преобразования также являются важным этапом верификации, т.к. при этом нередко выявляются многие недочеты, которые не удается обнаружить путем стандартных алгоритмических проверок непротиворечивости оцененных данных. Оцененные ядерные данные представляются инженерам-пользователям в таком адаптированном к проведению расчетов виде. Если речь идет о многогрупповых расчетах, то необходима еще одна стадия переработки – подготовка групповых макроскопических констант, сопряженная с рядом дополнительных приближений [6]. Библиотека РОСФОНД не может являться стандартом, если все эти средства преобразования ядерных данных не будут также стандартизованы.

Наконец, о методиках валидации констант. К настоящему времени накоплен (в значительной мере в нашей стране) огромный опыт работы в этом направлении: развиты новые методы вычисления чувствительностей реакторных характеристик к

используемым при расчетах константам, различные методы анализа расчетно-экспериментальных расхождений и обоснования на их основе погрешностей расчетных предсказаний. Некоторые из используемых методик ведут к неоправданному завышению точности расчетных предсказаний. Предлагается провести работу по сравнению различных методик валидации и выбора из них одной – двух рекомендованных для использования при обосновании стандарта. После выполнения перечисленных выше работ на второй стадии, в 2015 г., должна быть выполнена верификация, валидация и, если потребуется, корректировка базовой версии библиотеки РОСФОНД. На третьей стадии, в 2016 г., может быть обеспечено внедрение отраслевого стандарта в практику инженерных расчетов на предприятиях отрасли. На этой стадии должен быть накоплен опыт проведения расчетов на основе отраслевого стандарта и должны быть выявлены расхождения с результатами прежних расчетов. Эти расхождения должны быть сопоставлены с рассчитанными по рекомендуемым вычислительным средствам погрешностями результатов. Должны найти разрешение и другие вопросы, которые неизменно возникают в процессе внедрения.

Ожидается, что константная составляющая погрешности расчета $k_{\text{эфф}}$ на основе отраслевого стандарта будет снижена до требуемой величины – не более 0.3%.

На следующих стадиях, как уже отмечалось, работа над отраслевым стандартом должна продолжаться для его соответствия растущим потребностям отрасли и мировому уровню знаний.

На всех стадиях разработки, внедрения и развития отраслевого стандарта на ядерные данные приемку, планирование и координацию работ должна осуществлять отраслевая Комиссия по ядерным данным, в которую кроме представителей администрации должны войти специалисты из институтов-разработчиков и конструкторских бюро. Подобный орган в течение многих лет весьма эффективно функционировал в Минатоме.

Литература

1. Гольдсмит Г., Ибсер Г., Фельд Б. Нейтронные эффективные сечения элементов. / Приложение к книге «Научные и технические основы ядерной энергетики» под ред. Л. Гудмена. – М.: ИЛ. 1948.
2. Гордеев И.В., Кардашев Д.А., Малышев А.В. Справочник по ядерно-физическим константам для расчета реакторов. / Под ред. А.К. Красина. – М.: Атомиздат, 1960.
3. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Бондаренко И.И., Николаев М.Н. Групповые константы для расчета ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1964.
4. Николаев М.Н., Филиппов В.В. Измерение параметров резонансной структуры сечений ряда элементов в области энергий 0.3 – 2.7 МэВ. // Атомная энергия, т. 15, вып. 6. 1963. С. 493.
5. Б. Бемер и др. Температурная зависимость структуры полного сечения урана-238 в области неразрешенных резонансов. Proc. of II Int. Conf. on Nucl. Data for Reactors IAEA, Vienna, v.1. 1970, p. 559.
6. Николаев М.Н., Рязанов Б.Г., Савоськин М.М., Цибуля А.М. Многогрупповое приближение в теории переноса нейтронов. – М.: Энергоатомиздат, 1984.
7. Усачев Л.Н. Теория возмущений для коэффициента воспроизведения и других отношений чисел различных процессов в реакторе. // Атомная энергия, № 12. 1963. С. 472.
8. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. – М.: Энергоиздат, 1981.
9. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. / Верификационный отчет. тт. 1 - 4. М. ЦНИИАИ, 1995.

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

10. <http://www.ippe.obninsk.ru/podr/abbn/libr/intr-rosfond.php>
11. *Briggs J.B. et al.* International Integral Experiments Databases in Support of Nuclear Data and Code Validation. Int. Conf. on Nucl. Data for Science and Tehn. Oct.2001. Tsukuba, Japan V.2, p.852.
12. Кощеев В.Н., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Верификация нейтронных данных основных реакторных материалов библиотеки файлов РОСФОНД в интегральных экспериментах / Международная конференция WONDER-2012. – Франция, г. Экс-ан-Приванс, 25-28 сентября 2012.
13. Кощеев В.Н., Мантуров Г.Н., Семенов М.Ю., Цибуля А.М. Тестирование современных нейтронных данных FE, CR, NI в интегральных экспериментах / Там же.
14. *Piksaikin V.M., Egorov A.S., Mitrofanov K.V.* The absolute total delayed neutron yields, relative abundances and half-lives of delayed neutron groups from neutron induced fission of ^{232}Th , ^{233}U , ^{239}Pu and ^{241}Am . Int. Atomic Energy Agency. INDC(NDS)-0646, Oct. 2013.

Поступила в редакцию 11.12.2013

МОЖЕТ ЛИ ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА СТАТЬ КОНКУРЕНТОСПОСОБНОЙ НА СВОБОДНОМ РЫНКЕ ЭНЕРГИИ

А.В. Клименко

НИЯУ МИФИ, г. Москва



На основании расчетов, полученных с помощью программного комплекса TOBAS, показано, что ЯЭУ в ближайшие десятилетия могут быть вытеснены с рынка энергии традиционными ЭУ на угле и природном газе. Чтобы новые ЯЭУ имели запас «экономической прочности» их следует проектировать по экономическому критерию со ставками дисконтирования не ниже 15 %/год. При этом должна быть гарантирована вероятность тяжелой аварии не более 10^{-6} 1/реакторолет, а разработчики ЯЭУ и технологических процессов ЯТЦ должны владеть современными методами и инструментами оптимизации.

Ключевые слова: ядерная энергетическая установка, ядерный топливный цикл, эффективная процентная ставка, рынок энергии, математическая оптимизация, конкурентоспособность, оптимальный план.

Key words: nuclear power installation, nuclear fuel cycle, the effective interest rate, the energy market, mathematical optimization, competitiveness, the optimum plan.

ВВЕДЕНИЕ

Конкурентоспособна ли ядерная энергетика (ЯЭ), состоящая из сегодняшних и перспективных ядерных энергетических установок (ЯЭУ), на свободном рынке энергии в сравнении с энергетическими установками (ЭУ) на угле и природном газе?

Заметим, что свободного рынка нет нигде, он не существует. Под свободным рынком энергии мы понимаем такой, который кроме всех атрибутов рынка имеет еще одну степень свободы – жесткую конкуренцию энерготехнологий с применением ядерной энергии, угля, природного газа.

В каждый момент времени интервала оптимального планирования длительностью $T = 150$ лет численно сравним между собой множество параметров всех энерготехнологий согласно модели оптимизации энергосистемы [2–4].

Если энерготехнология вводится в эксплуатацию в какой-то момент t_1 времени интервала оптимального планирования, а затем с течением времени (быть может, даже не выработав свой срок службы) в момент t_2 вытесняется с рынка энергопроизводства другой энерготехнологией, то это означает, что множество параметров первой энерготехнологии численно оптимально только на интервале (t_1, t_2) . Если же первая энерготехнология далее до конца интервала оптимального планирования больше не возобновляет свою работу, то это означает, что ее множество оптимизируемых параметров численно неоптимально на интервале (t_2, T) . Следовательно, можно говорить о неоптимальности этой технологии. Если бы множество оптимизируемых параметров первой энерготехнологии было оптимально (т.е. оптимально с момента ввода энерготехнологии в эксплуатацию до конца интервала оптимального планирования), то никакая другая энерготехнология не смогла бы вытеснить первую с рынка.

© А.В. Клименко, 2013

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Если в результате жесткой конкуренции предприятие (ЭУ) вынуждено закрыться, то кроме корректного (включающего в себя все затраты вплоть до превращения в «зеленую лягушку») вывода его из эксплуатации предусмотрена выплата каждому работнику единовременного страхового пособия в размере 100 000 \$. В эту сумму не входят доходы от продажи жилья работником по месту закрываемого предприятия; выплата предназначена для возможного переезда на другое место жительства и обучения новой специальности.

Эта ситуация была пояснена в [1] на основании цен и стоимостей, сложившихся к 2002 г. Чрезмерное увлечение мировым рынком «деривативами» (вторичными ценностями бумагами) породило скачок цен, вызванный разрывом между материальным балансом товаров, услуг, работ и их ценовой интерпретацией, так что к 2007 г. в мире возник другой, более высокий уровень цен на товары, услуги, работы, т.е. ценностный баланс, обязательный в любой сбалансированной экономике, оказался нарушенным.

Проиллюстрируем сказанное выдержками из расчетов энергетических систем, выполненных автором с помощью оптимизационного комплекса TOBAS [2–4]. (Комплекс создавался автором и его учителем Я.В. Шевелевым с 1977 г. и в настоящее время представляет собой серьезный инструмент принятия решений в задачах оптимизации большой размерности.)

Проведем анализ оптимальных планов для энергетики России при условиях и данных, которые были заложены в расчеты.

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ РАСЧЕТОВ

Исходные данные для расчетов составляют часть базы данных компьютерного оптимизационного комплекса (кода) TOBAS.

В качестве исходных возьмем данные для энергетики России и стран, прежде входивших в Совет экономической взаимопомощи (СЭВ) [1, 2, 5–16].

Спрос на энергию

На рисунке 1 показаны графики для нижнего (НУ) и верхнего (ВУ) уровней спроса на всем интервале оптимального планирования (оптимизационные расчеты).

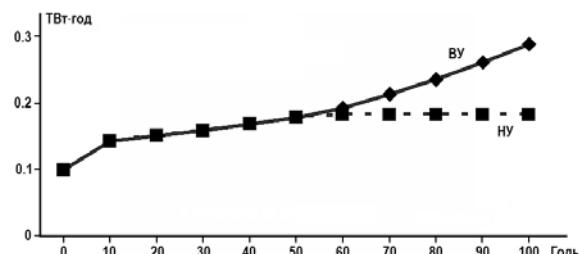


Рис.1. Свободный рынок энергопроизводства. Спрос на энерговыработку для России: ВУ – суммарный верхний уровень; НУ – суммарный нижний уровень

Виды энергоустановок

В ЯЭ России разрешен ввод в эксплуатацию на всем интервале оптимального планирования ЯЭУ с реакторными установками восьми типов (рис. 2 – 7):

- 1) **В-0** – ВВЭР-0-1000 (U) – урановый водо-водянной энергетический (тепловой) реактор для работы в открытом ЯТЦ;
- 2) **В-3** – ВВЭР-3-1000 (U) – уран-плутониевый водо-водянной энергетический (тепловой) реактор для работы в замкнутом ЯТЦ;
- 3) **В-Ри** – ВВЭР-3-1000 (Pu); уран-плутониевый водо-водянной энергетический (тепловой) реактор для работы в замкнутом ЯТЦ (все делящиеся материалы заменены на плутоний);
- 4) **СВБР** – СВБР-100(У-Ри-МА)-3 – свинцово-висмутовый энергетический (быстрый) реактор с топливом из урана, плутония, минорных актиноидов (МА) для работы в замкнутом ЯТЦ;

- 5) **БН** – БН-1200-3 – натриевый уран-плутониевый энергетический (быстрый) реактор для работы в замкнутом ЯТЦ;
- 6) **БРЕСТ** – БРЕСТ-1200-3 – свинцовый уран-плутониевый энергетический (быстрый) реактор для работы в замкнутом ЯТЦ;
- 7) **ВК** – ВККБР-1035-3 – водяной кипящий корпусной быстрый энергетический реактор для работы в замкнутом ЯТЦ;
- 8) **ЖСР** – ЖСР-1650-3 – жидкосолевой энергетический (быстрый) реактор для работы в замкнутом ЯТЦ. Вырабатывает электроэнергию и сжигает минорные актиноиды (МА).

Суммарная мощность таких ЯЭУ и режимы их работы оптимизировались в каждый момент времени так, чтобы к концу интервала планирования (150 лет) склад МА всей энергосистемы России был пуст (т.е. запас склада МА был равен нулю). Для ЯЭУ с РУ типов 3) – 8) разрешен ввод в эксплуатацию с 30-го года интервала оптимального планирования.

Традиционная энергетика (тепловые электростанции – ТЭС) представлена двумя ЭУ (каждая со своей энерготехнологией) для угольной энергетики и двумя ЭУ для энергетики на природном газе.

Энергетика на угольном топливе включала в себя ЭУ типа **У1** с удельным расходом топлива 335 г у.т./(кВт·ч) и ЭУ типа **У2** с удельным расходом топлива 300 г у.т./(кВт·ч).

Энергетика на природном газе включала в себя ЭУ типа **Г1** с удельным расходом топлива 260 г у.т./(кВт·ч) и ЭУ типа **Г2** с удельным расходом топлива 230 г у.т./(кВт·ч).

Вредные выбросы в окружающую среду от различных топливных циклов и значения денежных штрафов учитывались согласно [2].

Некоторые стоимостные характеристики

Удельные капиталовложения $K_{уд}$ на установленную электрическую мощность, \$/кВт(э), принимались без процентов согласно [5–7]: $K_{уд}^{ЯЭУ} = 4000.0$; $K_{уд}^{Уголь} = 2300.0$; $K_{уд}^{Газ} = 850.0$.

Использовались значения отношений $K_{уд}^{ЯЭУ}/K_{уд}^{Газ} = 4.71$ и $K_{уд}^{ЯЭУ}/K_{уд}^{Уголь} = 1.74$.

Сегодня капиталовложения в ЯЭУ с быстрым реактором в 1.2 – 1.5 раза выше, чем капиталовложения в ЯЭУ с тепловым реактором. Чтобы узнать, имеют ли перспективу ЯЭУ с быстрыми реакторами, если их оптимизировать, в расчетах принимались одинаковыми удельные капиталовложения для ЯЭУ с быстрыми и тепловыми реакторами.

Цена угля принималась для начала интервала оптимального планирования равной 104 \$/т_{нэ} ($t_{нэ}$ – тонна нефтяного эквивалента). Цена газа (любого происхождения) на начало интервала оптимального планирования принималась равной 240 \$/(1000 м³) [5–7].

Эскалация цен принималась на топливо всех видов 0.5 %/год, на другие составляющие затрат – 1.0 %/год.

Оплата (без процентов) ущерба от тяжелой аварии типа Чернобыльской принималась равной 100 млрд. \$. По разным оценкам авария на ЧАЭС нанесла ущерб от 100 до 800 млрд. \$. На устранение аварии на АЭС «Фукусима» правительство Японии уже выделило 80 млрд. \$, и эта сумма будет еще корректироваться.

Срок службы любой установки принимался равным 60-ти годам.

За начало (нуль) интервала оптимального планирования принят 2000 г.

Критерий принятия решения (критерий оптимизации плана) – минимум интегральных приведенных (дисконтированных) затрат на всю программу развития топливно-энергетического комплекса (ТЭК) России на всем интервале планирования.

УРОВЕНЬ СТАВКИ ПРОЦЕНТА

Важным инструментом, с помощью которого балансируется и регулируется макроэкономика государства, является уровень ставки процента.

Уровень рыночных процентных ставок восходит к формуле Фишера (XIX в.) [17, 18]. Современное ее представление имеет вид

$$k = r + x + p + m, \quad (1)$$

где k – наблюдаемый уровень рыночной процентной ставки; r – реальная ставка процента; x – ожидаемый уровень инфляции; p – премия (плата) за риск непогашения обязательств; m – премия (плата) за риск срока погашения обязательства.

В развитой экономике, например, США, в течение длительного времени эти величины поддерживались на уровне значений $r = 4\%/\text{год}$; $x = 5\%/\text{год}$; $p = 3\%/\text{год}$; $m = 3\%/\text{год}$, так что

$$k = r + x + p + m = 15\%/\text{год}.$$

Частная собственность на средства производства

Даже в США при низкой учетной ставке процента в последние годы (назначаемой Федеральной резервной системой – ФРС, т.е. негосударственным частным аналогом Центрального Банка США), равной величине свободного от риска процента

$$(r + x) = 0.25\%/\text{год},$$

коммерческие банки выдают кредиты (с учетом $p > 3\%/\text{год}$ и $m > 3\%/\text{год}$) под ставку
 $k = r + x + p + m > 8\dots 12\%/\text{год}.$

При таких процентных ставках ЯЭ либо нерентабельна, либо находится на грани потери рентабельности.

В США в 1979–1980 гг. эффективная процентная ставка измерялась двузначным числом, а темп инфляции доходил до 13 %/год. Кредиты выдавались под более чем 17 %/год. В этих условиях было прекращено строительство АЭС. Автору представляется надуманным объявленный в это время в США официальный повод прекращения развития ЯЭ и, в частности, строительства ЯЭУ с быстрыми реакторами, выразившийся в заботе о нераспространении нарабатываемого в реакторах плутония. Причина не в плутонии, она проще – высокие процентные ставки сделали невыгодными применение ядерных энергетических технологий.

Общественная собственность на средства производства (рыночный социализм)

Если бы вся крупная собственность на средства производства России по закону принадлежала всему народу России и была сосредоточена у единого собственника средств производства – государства, например, в виде акционерной собственности ОАО «РОССИЯ», то в формуле (1)

$$k = r + x + p + m,$$

и государство всем своим капиталом гарантировало бы всем субъектам хозяйственной деятельности (большинство из них – дочерние компании ОАО «РОССИЯ») величины $p = 0\%/\text{год}$ и $m = 0\%/\text{год}$.

Тогда коммерческие банки будут выдавать кредиты под $k = r + x < 10\%/\text{год}$.

Собственные расходы коммерческих банков и других финансовых учреждений будут покрываться не маржой, а, как и у большинства предприятий, относиться на себестоимость продукции (услуг). А в своей деятельности они (банки), как и другие предприятия, должны пользоваться кредитами. Возможны и некоммерческие банки и финансовые учреждения.

Это гарантирует рентабельность ЯЭ и других капиталоемких мероприятий.

Автор считает, что заменой капиталистического способа производства (основанного на частной собственности на средства производства) на социалистический (основанного на общественной собственности на средства производства) можно в одночасье сделать рентабельной капиталоемкую дорогую инфраструктуру экономики, каковой является ЯЭ, ее ЯТЦ, весь ТЭК страны.

Частная собственность на средства производства удорожает производство энергии на свободном рынке и, следовательно, жизнь людей. Движение России по пути приватизации и разгосударствления, перевода общественной (государственной) собственности в частную собственность на средства производства увеличивает процентные ставки на все жизненно важные ресурсы. Это автоматически сворачивает (выбрасывает)

инфраструктурные проекты, т.е. проекты для всех членов общества, включая ЯЭ.

Иногда встречается мнение, что частная собственность средств производства эффективнее и управляет эффективнее, чем общественная собственность средств производства. Это неверно. Можно построить хозяйственный механизм (рыночный социализм) [19, 20], где субъектом хозяйственного интереса будет менеджер-слуга народа, добывающей себе и обществу максимальную прибыль, не нарушая действующие законы общества и Природы. Не следует забывать, что производственные отношения – это прежде всего отношения собственности.

ОПТИМАЛЬНЫЕ ПЛАНЫ РАЗВИТИЯ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ ДЛЯ ЭКОНОМИК С РАЗНОЙ ЦЕНОЙ ВРЕМЕНИ

Цена времени в экономике страны (или ассоциации стран) определяется функцией ценности времени, которую чаще называют функцией дисконтирования. Традиционно эта функция представляется в виде экспоненты, в показателе которой присутствует «температура изменения» этой экспоненты, называемый нормой дисконтирования. Численно эту норму дисконтирования можно приравнять к эффективной процентной ставке [2–4]. Будем ситуационно различать экономики России по значению эффективной процентной ставки.

Оптимальный или локально-оптимальный план в комплексе TOBAS характеризуют более чем 10000 переменных, анализ значений каждой из которых – предмет отдельного отчета.

Далее на всех рисунках оптимальные планы представлены графиком только одной характеристики – текущей мощности (загрузки) во времени как отдельных энерготехнологий, так и суммарной по всем энерготехнологиям. Выделенные площади на рисунках представляют собой энерговыработку для указанной энерготехнологии. В обозначениях ЯЭ представлена энерготехнологиями СВБР, В-0, В-3, В-Ри, БН, БРЕСТ, ВК, ЖСР; энергетика на угле – У1, У2; энергетика на природном газе – Г1, Г2.

Функционал – суммарные приведенные затраты на всю программу развития ТЭК России – измеряется в T\$, т.е. в 10^{12} \$.

Экономика России с эффективной процентной ставкой 5 %/год

Вначале рассмотрим энергетику России без ЯЭ. На рисунке 2 показаны графики текущей мощности (загрузки) во времени в локально-оптимальных планах развития энергетики России, полученные при ранее приведенных исходных данных, для НУ- и ВУ-спроса на энерговыработку России согласно рис. 1.

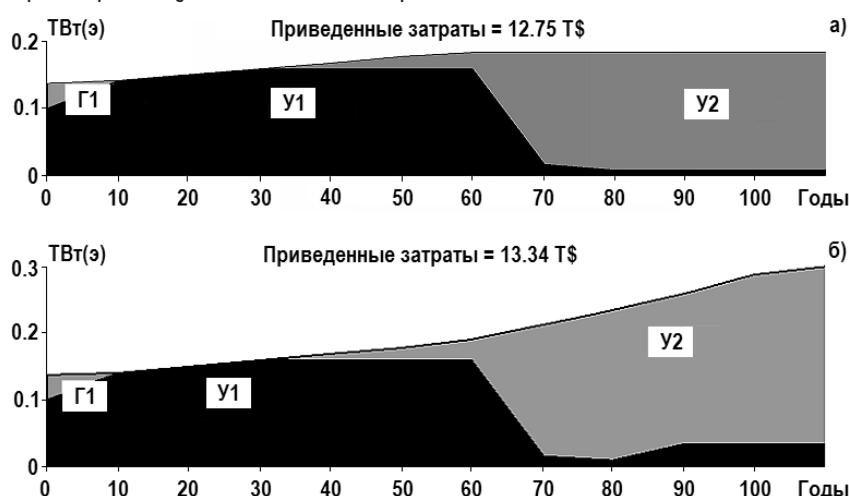


Рис. 2. Текущая мощность (загрузка) во времени в локально-оптимальном плане при эффективной процентной ставке 5 % в год: а) – для нижнего уровня; б) – для верхнего уровня спроса на энерговыработку России

Для принятых исходных данных только в начале интервала оптимального планирования работают ЭУ на природном газе. Угольные ЭУ работают на всем интервале оптимального планирования, обеспечивая всю энерговыработку России. Функционал (приведенные затраты) составляет величину примерно от 12.7 до 13.4 T\$.

Рассмотрим энергетику России, в которой наряду с традиционной энергетикой используется ЯЭ. На рисунке 3 показаны графики текущей мощности (загрузки) во времени в локально-оптимальных планах развития энергетики России, полученные при ранее приведенных исходных данных, для НУ- и ВУ-спроса на энерговыработку России.

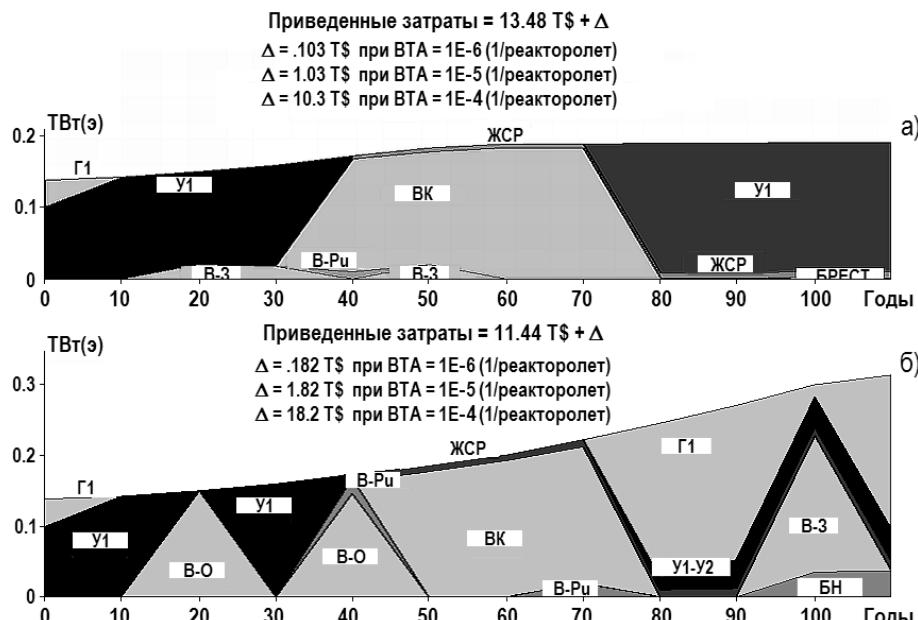


Рис. 3. Текущая мощность (загрузка) во времени в локально-оптимальном плане: а) – для НУ-спроса; б) – для ВУ-спроса на энерговыработку России при эффективной процентной ставке 5 % в год

На рисунке 3а наряду с ЭУ на природном газе и ЭУ на угле в энерговыработке участвуют ЯЭУ с реакторными установками В-3 и В-Ру. Эти ЯЭУ работают примерно с 10-го до 60-го года интервала оптимального планирования (т.е. до 2060 г.). С 31-го по 80-й год работают ЯЭУ с реакторами ВК, причем с 31-го года по 50-й ЯЭУ типа В-3, В-Ру и ВК одновременно входят в локально-оптимальный план. К ним присоединяется с 41-го года ЯЭУ типа ЖСР. Это означает, что удельная (на выработанный киловатт-час) прибыль в виде дифференциальной ренты (разность между оптимальной ценой вырабатываемой энергии энергосистемой и себестоимостью производства энергии) у них разная, но у всех она неотрицательна, а у ЯЭУ типа ВК по величине она наибольшая. С 51-го года ЯЭУ типа В-Ру, а с 61-го года и ЯЭУ типа В-3 останавливаются и выводятся из эксплуатации. На их месте в соответствии с проектом вывода из эксплуатации производятся затраты по доведению площадок размещения блоков до состояния «зеленой лужайки». Увольняемому персоналу (который не участвует в выводе блоков из эксплуатации или после работ по выводу блоков из эксплуатации, или по другой причине, – все причины по времени признаются после остановки блока с целью его закрытия) кроме положенных выплат выплачивается еще страховая сумма в размере 100000 \$ каждому на возможный переезд в другую местность и переобучение другой специальности.

ЯЭУ типа ЖСР включаются в работу в 40-м году и работают до конца интервала оптимального планирования. Их суммарная мощность и режимы работы варьируются во времени, чтобы выжигать МА оптимальным образом, так, чтобы к концу интервала оптимального планирования склад МА, наработанных и нарабатываемых всеми работавшими ЯЭУ, был пуст.

В соответствии с теорией оптимального планирования оптимальная цена энергии определяется оптимальным планом энергосистемы (ТЭК) в каждый момент времени интервала оптимального планирования. Если в какой-то момент времени в оптимальном плане работают разные типы ЯЭУ и ЭУ, то цена энергии, вырабатываемая ими, будет единой – это оптимальная цена энергии в энергосистеме. Она определяется замыкающей (самой большой по себестоимости) энергоустановкой, без которой невозможно выполнить план по энерговыработке (т.е. удовлетворить спрос на энергию) в этот момент времени. При этом прибыль (дифференциальная рента) у всех энергоустановок будет разная и неотрицательная.

Учет тяжелых аварий на ЯЭУ

Функционал плана с участием ЯЭ разбит на две части: одна часть включает в себя все затраты без оплаты ущерба от тяжелых аварий типа чернобыльской, другая (Δ) – оплату ущерба от тяжелой аварии типа чернобыльской в зависимости от вероятности такой аварии.

При вероятности тяжелой аварии (ВТА) 10^{-6} 1/реакторолет добавка Δ мала и практически не влияет на значение функционала. При такой ВТА в экономике с процентной ставкой 5 %/год ЯЭ конкурентоспособна с традиционной энергетикой на угле и природном газе.

При ВТА 10^{-5} 1/реакторолет добавка Δ существенна, и либо делает ЯЭ неконкурентоспособной с традиционной энергетикой на угле и природном газе, либо держит ее на грани конкурентоспособности.

При ВТА 10^{-4} 1/реакторолет добавка Δ велика и делает ЯЭ неконкурентоспособной с традиционной энергетикой на угле и природном газе.

Какую же ВТА следует принимать в учет? Ответ на этот вопрос сегодня, скорее всего, носит субъективный характер. Если считать, что мощность мировой ЯЭ в будущем будет составлять от 1000 до 2000 ГВт(э), то при ВТА = 10^{-6} 1/реакторолет допускается одна авария типа чернобыльской в 1000 лет (или 500 лет). Это, пожалуй, приемлемо. Вот только период в 1000 лет (и даже 500 лет) человеческой истории субъектом не воспринимается стабильным. За последние 1000 лет на территории, которую сегодня занимает Россия, были свои исторические «Чернобыли» (монголо-татарское нашествие, тевтонские нашествия, нашествия Речи Посполитой, наполеоновское нашествие, Крымская война, Первая мировая война, Отечественная война). Что же касается последних 500 лет мировой истории, то они представляют собой сплошную череду войн. И субъект вправе сделать оценку впитанного им человеческого исторического опыта за период 1000 лет (и 500 лет) как нестабильной ненадежной жизни. Таким образом, ВТА = 10^{-6} 1/реакторолет может восприниматься субъектом как «невероятная вероятность».

При ВТА = 10^{-5} 1/реакторолет и тех же мощностях мировой ЯЭ (от 1000 до 2000 ГВт(э)) тяжелая авария допускается раз в 100 лет (или 50 лет). Субъект психологически и экономически способен воспринять эту частоту аварий, ведь она происходит один раз за человеческий век, а мировая экономика способна с ней справиться.

При ВТА = 10^{-4} 1/реакторолет и тех же мощностях мировой ЯЭ (1000 – 2000 ГВт(э)) тяжелая авария допускается раз в 10 лет (или 5 лет). Такая частота тяжелых аварий недопустима, ибо жизнь людей уподобляется жизни у подножья непрерывно извергающегося вулкана. Такую жизнь психологически трудно вынести и субъекту, и обществу, а экономика ни одной страны, как и мировая экономика, не способна возмещать ущербы от тяжелых аварий с такой частотой.

История развития мировой ЯЭ, начиная с 1960 г., насчитывает примерно 15000 реакторолет. За это время произошли тяжелые аварии, приведшие к окончательному выводу из эксплуатации семи ядерных энергоблоков (один – на АЭС Три-Майл-Айленд, два – на Чернобыльской АЭС, четыре – на АЭС Фукусима). Это составляет при грубом равномерном распределении аварий значение ВТА, равное 7 аварий / 15000 реакторолет = $4.7 \cdot 10^{-4}$ 1/реакторолет, т.е. величину больше или порядка 10^{-4} 1/реакторолет. Как уже

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

отмечалось выше, при таком значении ВТА ядерная энергетика неконкурентоспособна.

Такая страна как Россия экономически способна допустить одну тяжелую аварию в 100 лет (в течение человеческого века) на своей территории. Но при установленных мощностях ЯЭ России к 100-му году от 100 до 200 ГВт(э) это соответствует ВТА от $1 \cdot 10^{-4}$ до $2 \cdot 10^{-4}$ 1/реакторолет. При такой вероятности добавка Δ велика и делает экономически невыгодной развитие и использование ЯЭ.

Если представить, что и другие страны, граничащие с Россией, например, Китай, Украина, Финляндия, Иран, могут допустить одну тяжелую аварию в 100 лет на своей территории, то существует вероятность того, что эти аварии могут произойти одновременно (либо на небольшом отрезке времени) во всех этих странах. И это делает такое допущение ВТА нежелательным и недопустимым.

Ближайшее допущение для всего мира – это одна тяжелая авария в течение 100 лет соответствует $VTA = 10^{-5}$ 1/реакторолет для развития мировой ЯЭ с мощностями в 1000 ГВт(э) и $VTA = 10^{-6}$ 1/реакторолет – с мощностями в 10000 ГВт(э).

Следовательно, современные ЯЭУ, которые допускают одну тяжелую аварию в 5 – 10 лет, не соответствуют концепции $VTA = 10^{-5}$ 1/реакторолет или $VTA = 10^{-6}$ 1/реакторолет для всего мира. Нужны другие ЯЭУ. Таким образом, по экономическим причинам обеспечения конкурентоспособности ЯЭ следует строить малые партии однотипных блоков по всему миру исключительно с целью опытной отработки безопасных ядерных энерготехнологий и из-за большой длительности решения этой проблемы.

Приведенные рассуждения во избежание повторений легко переносятся и на последующие рисунки, хотя качественно структура энергосистемы на них может быть другой.

В локально-оптимальном плане на рис. 3 проявляются различные ЯЭУ, но их характеристики неоптимальны. Ближе всего к оптимальным значениям находятся характеристики ЯЭУ с ВВЭР разных типов, ЯЭУ типа ВК и ЯЭУ типа ЖСР.

Функционал (приведенные затраты) планов на рис. 3а и 3б составляет величину соответственно 14.5 и 13.26 T\$ для $VTA = 10^{-5}$ 1/реакторолет.

Эти величины сопоставимы со значениями функционала рис. 2а и 2б, где развитие энергосистемы России происходит без ЯЭ и свидетельствует о конкурентоспособности ЯЭ в энергосистеме России при эффективной процентной ставке 5 % в год.

Экономика России с эффективной процентной ставкой 10 %/год

Оптимальные планы энергетики России без ЯЭ структурно повторяют рис. 2а и 2б, различия составляют доли разных энерготехнологий. Для энергосистемы России, работающей на природном газе и угле (без ЯЭ), функционал (приведенные затраты) составляет величину примерно 6.5 T\$.

На рисунке 4 приведены ближайшие локально-оптимальные планы развития энергетики России с участием ЯЭ, полученные при ранее приведенных исходных данных, для НУ- и ВУ- спроса на энерговыработку России согласно рис. 1.

В локально-оптимальных планах рис. 4 проявляются ЯЭУ с ВВЭР разных типов, ЯЭУ типа ВК, ЯЭУ типа ЖСР, ЯЭУ типа БРЕСТ. У всех этих ЯЭУ характеристики неоптимальны. Ближе всего к оптимальным значениям находятся характеристики ЯЭУ с ВВЭР разных типов, ЯЭУ типа ВК и ЯЭУ типа ЖСР.

Функционал (приведенные затраты) планов на рис. 4а и 4б составляет величину примерно 10.0 T\$ для $VTA = 10^{-5}$ 1/реакторолет.

Эти величины на 35% больше значений функционала планов, в которых развитие энергосистемы России происходит без ЯЭ и свидетельствует о неконкурентоспособности ЯЭ в энергосистеме страны при эффективной процентной ставке 10 % в год.

Экономика России с эффективной процентной ставкой 15 %/год и выше

В экономике России с эффективными процентными ставками 15 %/год и выше в оптимальном плане развития ТЭК страны нет ЯЭ, присутствуют только ЭУ на угле и газе.

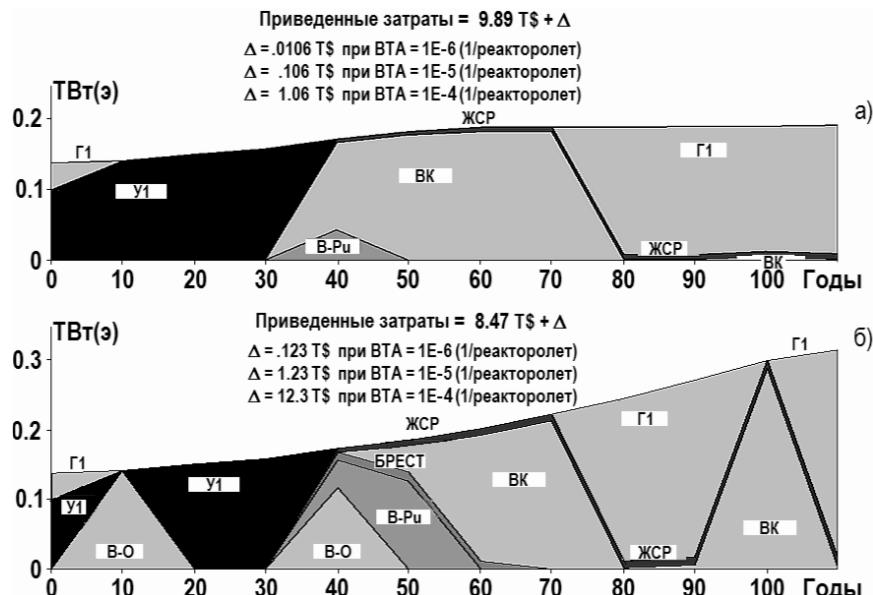


Рис. 4. Текущая мощность (загрузка) во времени в локально-оптимальном плане: а) – для НУ-спроса; б) – для ВУ-спроса на энерговыработку России при эффективной процентной ставке 10 % в год

Значения функционалов в этих оптимальных планах равны $4.77 \text{ T\$}$ – для эффективной процентной ставки $15\%/\text{год}$ и $3.70 \text{ T\$}$ – для эффективных процентных ставок 20 и $25\%/\text{год}$. В последнем случае примерно одинаковые значения функционалов объясняются сильным падением функции ценности времени после 50-го года интервала оптимального планирования, так что добавки составляющих функционала после этого года весьма малы и не сильно меняют значение общего функционала.

Поскольку ЯЭ не входит в оптимальный план для этих экономик России, то интерес представляют ближайшие к оптимальным локально-оптимальные планы с участием ЯЭ. В качестве примера такой локально-оптимальный план приведен на рис. 5.

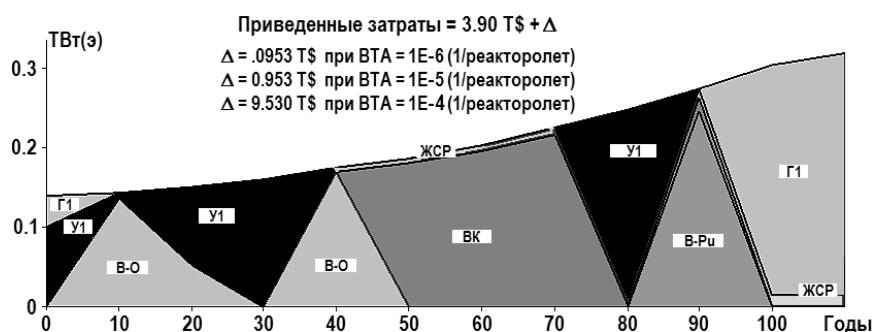


Рис. 5. Текущая мощность (загрузка) во времени в локально-оптимальном плане для верхнего уровня спроса на энерговыработку России при эффективной процентной ставке 15 % в год

В этом плане значение функционала при $BTA = 10^{-5}$ 1/реакторолет составляет величину $4.85 \text{ T\$}$ против $4.77 \text{ T\$}$ в оптимальном плане без ЯЭ. Эта разница в значениях функционала, примерно на $1.5 - 2.0\%$, говорит о том, что при оптимизации характеристик ЯЭУ, последние могут войти в оптимальный план наряду с традиционными ЭУ на угле и газе.

Однако сегодняшние ЯЭУ с $BTA = 10^{-4}$ 1/реакторолет порождают значение функционала больше $13 \text{ T\$}$, что неприемлемо для развития энергетики России и мира.

Такая же ситуация наблюдается для экономик России с эффективными процентными ставками 20 и $25\%/\text{год}$.

На рисунках 6 и 7 показаны оптимальные планы для энергетики России, когда в ее экономике господствует эффективная процентная ставка 25 %/год. Читатель может сравнить эти рисунки с рис. 2 для эффективной процентной ставки 5 %/год, чтобы увидеть, как значение эффективной процентной ставки меняет структуру энергетики и доли энерготехнологий в оптимальном энергобалансе страны. Увидеть, наконец, прописную истину – с ростом процентной ставки становится выгодным строить ЭУ с низкими капиталовложениями, т.е. ЭУ малой мощности. Другими словами, ЭУ на газе вытесняют ЭУ на угле.

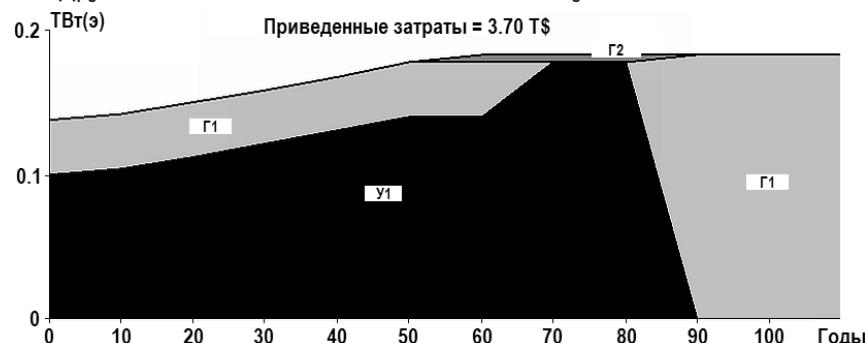


Рис. 6. Текущая мощность (загрузка) во времени в локально-оптимальном плане для нижнего уровня спроса на энерговыработку России при эффективной процентной ставке 25 % в год

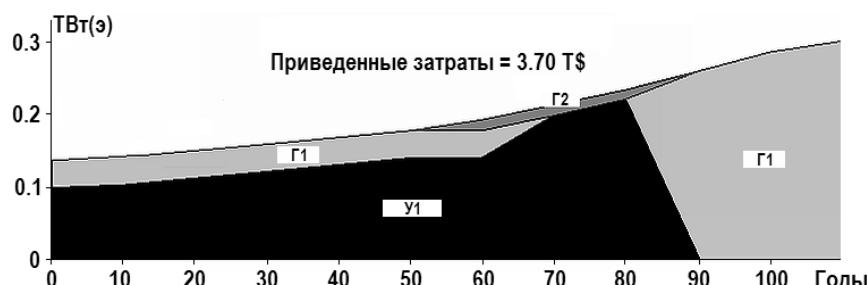


Рис. 7. Текущая мощность (загрузка) во времени в локально-оптимальном плане для верхнего уровня спроса на энерговыработку России при эффективной процентной ставке 25 % в год

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. В ближайшей перспективе в мире следует ожидать снижения цен на углеводороды в результате
 - договоренности между Китаем (кредитором) и США (должником);
 - поставок сланцевых сжиженных углеводородов из США в Европу, Японию, Австралию и другие регионы.

Снижение цен на углеводороды может привести к снижению наполнения бюджета России, прекращению финансирования ЯЭ из бюджета и вынужденному установлению свободного рынка производства энергии в России. Свободный рынок требует высокой рентабельности ЯЭ, которой в настоящее время нет.

2. В долгосрочной перспективе в мире следует ожидать
 - удорожания ресурсов (рост населения, рост потребления, истощение и исчерпание дешевых ресурсов);
 - роста процентных ставок.

3. Факт, что современные ЯЭУ неконкурентоспособны при процентных ставках экономики выше 10 %/год, не говорит о том, что ЯЭ вообще неконкурентоспособна. Он говорит лишь о том, что современные проекты ЯЭУ, на которых строится ЯЭ, неконкурентоспособны, а будущая ЯЭ, использующая эти проекты, бесперспективна.

4. Чтобы новые ЯЭУ имели запас «экономической прочности», их следует проекти-

ровать по экономическому критерию не так, как это делалось раньше со ставками дисконтирования 5 и 10 %/год, а со ставками дисконтирования 15 %/год и более, лучше – со ставкой 25 %/год. В этом случае на конкурентном рынке ЯЭУ пробьют себе дорогу сами без какого-либо лоббирования.

5. Сегодня при высоких процентных ставках в РФ строительство ЯЭУ можно оправдать

- отсутствием резервов в энергосистеме страны;
- энергетической безопасностью страны;
- необходимостью диверсификации энерготехнологий;
- желанием сохранить сложные ядерные энерготехнологии для неопределенного будущего;
- необходимостью строительства референтных ядерных энергоблоков в России, чтобы соответствовать спросу на ядерные энерготехнологии за рубежом.

Хотя это более дорогой план энергопроизводства для страны, но надежность его повышается.

6. ВТА на действующих ЯЭУ де-факто составляет не менее 10^{-4} 1/реакторолет, что делает ЯЭ неконкурентоспособной. Конкурентоспособность проявляется при $VTA = 10^{-5}$ 1/реакторолет. Это значение ВТА следует считать максимальным, а вновь создаваемые ЯЭУ должны иметь меньшее значение ВТА.

По экономическим причинам обеспечения конкурентоспособности ЯЭ нужно строить малые партии однотипных блоков по всему миру исключительно с целью опытной отработки безопасных ядерных энерготехнологий и из-за больших сроков решения этой проблемы.

7. Поскольку системные оптимизационные расчеты энергетики России показали, что прорабатываемые варианты быстрых ЯЭУ (СВБР-100, БН-1200, БРЕСТ-1200) вошли не во все оптимальные планы, то появляется сомнение в оптимальности выбранных параметров этих ЯЭУ и их ЯТЦ, хотя сложные многопараметрические исследования ведутся на протяжении десятилетий. Складывается впечатление, что разработчики не имеют эффективных инструментов оптимизации параметров ЯЭУ и их ЯТЦ.

В этой связи с целью подготовки будущих разработчиков ЯЭУ и технологических процессов ЯТЦ, владеющих современными методами и инструментами оптимизации, представляется обоснованным ввести как обязательный для студентов всех ядерных специальностей последних двух лет обучения (специалитет, магистратура) курс «Математические методы и модели оптимизации ядерных энергетических систем и технологий ядерного топливного цикла» (объемом два семестра: методы и модели – первый семестр, компьютерное моделирование – второй семестр).

Освоение ядерной энергии идет трудно, но все же внушает оптимизм. Человечество не откажется от ядерной энергии по простой причине: в ядре сосредоточена самая большая удельная (на один грамм вещества) энергия. Задача состоит в том, чтобы взять ее доступным, безопасным, экологичным и экономичным способом.

Литература

1. Клименко А.В. Ядерная энергетика, у которой есть будущее / Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики / Сборник докладов XXIII Межведомственного семинара «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики с замкнутым топливным циклом (Нейтроника-2012)». В 2-х томах. – Обнинск, ФГУП ГНЦ РФ-ФЭИ. 2013.– Том 1. С.107-124.
2. Клименко А.В. Математическая модель оптимизации энергосистемы и ее применение: Монография. – М.: НИЯУ МИФИ, 2010. – 292 с.
3. Клименко А.В. Система ограничений для ввода энергоблоков в эксплуатацию в модели оптимизации развития энергосистемы. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 1, С. 80–98.
4. Клименко А.В. Функционал для ввода энергоблоков в эксплуатацию в модели оптимизации развития энергосистемы и алгоритм оптимизации. // Вопросы атомной науки и тех-

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- ники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып.1. С. 99–112.
5. The Future of Nuclear Power. An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology, 2003.
6. Update on the Cost of Nuclear Power by Yangbo Du and John E. Parsons. 09-004, May 2009. Center for Energy and Environmental Policy Research. A Joint Center of the Department of Economics, MIT Energy Initiative, and Sloan School of Management.
7. The Future of the Nuclear Fuel Cycle. An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology, 2011.
8. Клименко А.В. К вопросу об оптимальной структуре развития ядерной энергетики России. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2010, вып.4. С.81–100.
9. Клименко А.В. Оценка конкурентоспособности энергетических технологий и замкнутого ядерного топливного цикла в энергосистеме России.// Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2010, вып. 4. С. 100–111.
10. Ядерная энергетика. Проблемы и перспективы. Экспертные оценки. – М.: Институт атомной энергии им. И.В. Курчатова, 1989.
11. Обоснование стратегии трансмутации минорных актинидов (МА) в замкнутом ядерном топливном цикле / Отчет МЮКАТЭКС. Инв. № 02/НИР–10.12.2010. № госрегистрации 01201065196. 2010.
12. Белая книга ядерной энергетики / Под общ. ред. проф. Е.О. Адамова / 1-е изд. – М.: ГУП НИКИЭТ, 1998.
13. Пивоваров В.А. Одноконтурный кипящий реактор для замкнутого топливного цикла. Оптимальный вариант // РЭА, № 9, сентябрь 2009. С. 37–41.
14. Клименко А.В. Цена оружейного урана // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 1998, спец. выпуск. – 86 с. // Научная библиотека журнала «Конверсия в машиностроении», 1998. – 86 с.
15. Газета «Коммерсант-DAILY», 10 января 1995 г.
16. Плутоний в России. Экология, экономика, политика. Независимый анализ. / Центр экологической политики России, Центр ядерной экологии и энергетической политики, Социально-экологический Союз. – М.: 1994.
17. Fisher Irving, Appreciation and Interest, New York: Macmillan Publishing Co., Inc. 1896.
18. Fisher Irving, The Theory of Interest, New York: Augustus M. Kelley, Bookseller [1965], Original edition 1930.
19. Шевелев Я.В., Клименко А.В. Эффективная экономика ядерного топливно-энергетического комплекса. М.: РГГУ, 1996. – 736 с.
20. Шевелев Я.В. Нормативная экономическая теория социализма (Как социализму стать эффективнее капитализма). В 3-х частях. – М.: Экономика, 1991. – 432 с.

Поступила в редакцию 01.12.2013

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ НА АЭС АККУМУЛЯТОРОВ ТЕПЛОВОЙ ЭНЕРГИИ ПРИ РЕГУЛИРОВАНИИ ЧАСТОТЫ ТОКА В СЕТИ

В.В. Бажанов, И.И. Лощаков, А. П. Щуклинов
ОАО «НПО ЦКТИ», ФГБОУ ВПО «СПбГПУ», г. Санкт-Петербург



Приводятся результаты аналитического исследования, обосновывающие использование системы аккумулирования тепловой энергии АЭС с ВВЭР как элемента, обеспечивающего переменную мощность турбогенератора при участии АЭС в регулировании частоты тока в сети. Исследование проведено применительно к одному из возможных вариантов проекта энергоблока АЭС с ВВЭР $N_{\text{ном}} = 1200$ МВт и системой аккумулирования тепловой энергии с несущественными с точки зрения рассматриваемого вопроса отклонениями в схеме, мощности и конструкции системы относительно опубликованных данных по проекту.

Ключевые слова: АЭС, аккумулятор тепловой энергии, регулирование частоты тока

Key words: nuclear power plant, thermal energy accumulator, frequency regulation of current

ВВЕДЕНИЕ

Увеличение доли АЭС в общем производстве электроэнергии и уменьшение доли ТЭС, привлекаемых к работе в переменной части графика нагрузок сети, ставит вопрос о привлечении АЭС к регулированию мощности электросети – увеличению производства электроэнергии в дневное время и снижению в ночное время.

Однако привлечение АЭС в настоящее время к работе в переменных режимах нецелесообразно по двум причинам: во-первых, в связи с более высокой капитальной составляющей стоимости производимой электроэнергии по сравнению с ТЭС, а во-вторых, в связи с низкими маневренными характеристиками активных зон.

Разработка специализированных высокоманевренных АЭС, допускающих изменение мощности энергоблока в широком диапазоне, возможна, но требует больших затрат на научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы.

С точки зрения регулирования мощности энергосистемы, наиболее простым представляется решение, при котором с сохранением за АЭС постоянной части графика нагрузок покрытие переменной части графика возлагается на специализированные маневренные газотурбинные, парогазовые или гидроаккумулирующие станции. Проведенные во Всероссийском научно-исследовательском институте атомных электростанций (ВНИИАЭС) исследования технико-экономической эффективности различных решений по обеспечению производства электроэнергии в соответствии с диспетчерским графиком нагрузок показали, что наиболее экономичным решением является аккумулирование тепловой энергии на АЭС, при котором реакторная установка работает на постоянной мощно-

© В.В. Бажанов, И.И. Лощаков, А. П. Щуклинов, 2013

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

сти и постоянных параметрах теплоносителя, а реализация переменного графика выдаваемой в сеть мощности осуществляется только за счет изменения режима работы второго контура.

Применительно к АЭС с водо-водяными энергетическими реакторами (ВВЭР) рассматривается [1] система с использованием в качестве аккумулирующей среды высокотемпературного теплоносителя (масла), нагреваемого за счет теплоты конденсации части свежего пара в часы ночной провала нагрузки и возвращающего это тепло путем нагрева основного конденсата и питательной воды в часы пиковой нагрузки в специальных теплообменниках разрядки, вместо регенеративного подогрева отборным паром, используемого в это время на увеличение мощности турбины.

С учетом вышеуказанного анализа в ОАО «Атомэнергопроект» совместно с ВНИИАЭС были выполнены проработки системы аккумулирования тепловой энергии (САТЭ) применительно к разрабатываемому проекту «АЭС-2006» мощностью 1200 МВт с возложением на АЭС функции участия в покрытии переменной части диспетчерского графика нагрузки.

Один из возможных вариантов принципиальной тепловой схемы данной АЭС, несколько отличающийся от «АЭС-2006», представлен на рис. 1.

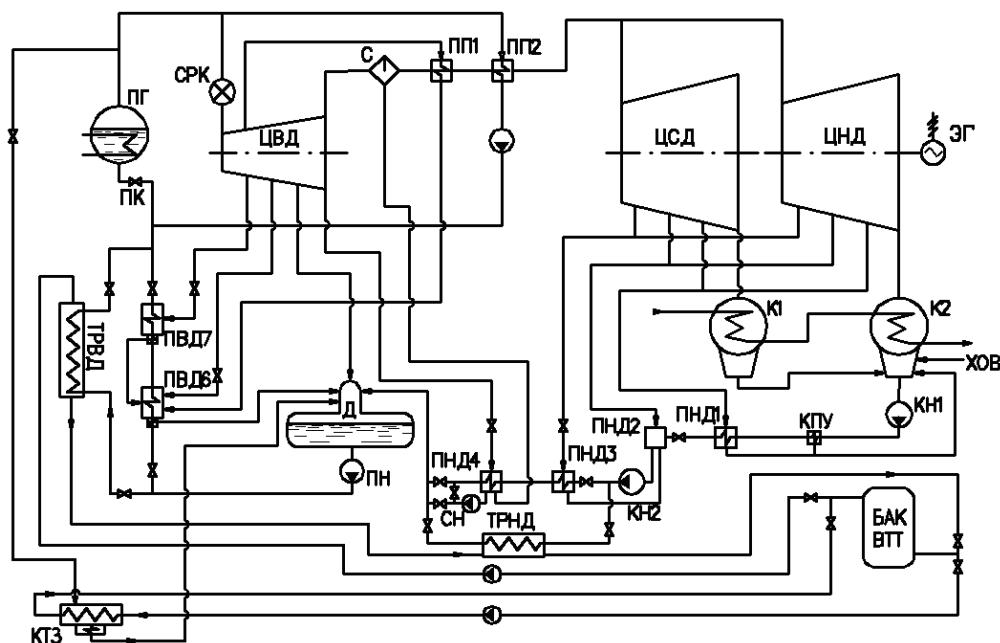


Рис. 1. Принципиальная тепловая схема энергоблока АЭС с САТЭ: ПГ – парогенератор; СРК – стопорно-регулирующий клапан; ЦВД – цилиндр высокого давления; С – сепаратор; ПП1 – первая ступень пароперегревателя; ПП2 – вторая ступень пароперегревателя, ЦСД – цилиндр среднего давления; ЧНД – цилиндр низкого давления; К – конденсатор; КН – конденсационный насос; КПУ – конденсатор пара уплотнений; ПНД – подогреватель низкого давления; СН – сливной насос; Д – деаэратор; ПН – питательный насос; ПВД – подогреватель высокого давления; ТЗ – конденсационный теплообменник зарядки; ТРВД – теплообменник разрядки высокого давления; ТРНД – теплообменник разрядки низкого давления; БАК ВТТ – бак высокотемпературного теплоносителя; ЧН – циркуляционный насос

Нагрев масла в представленной схеме производится теплотой конденсации в так называемых теплообменниках зарядки части свежего пара, отбираемого из основного потока в часы снижения нагрузки. Нагретое масло накапливается в специальных баках и может, в случае необходимости, возвратить тепло рабочей среде (основному конденсату и питательной воде) энергоблока. Возврат тепла производится в теплообменниках разрядки САТЭ, байпасирующих регенеративные теплообменники, что позволяет полностью или в значительной степени исключить отбор пара на подогрев конденсата и питательной воды и тем самым использовать его на увеличение мощности турбины.

Наличие такой системы аккумулирования тепловой энергии позволяет без изменения мощности реактора снижать выдаваемую в сеть электрическую мощность вплоть до минимально допустимой мощности турбины и повышать (за счет накопленной при этом энергии) выдаваемую в сеть мощность до уровня, допускаемого пропускной способностью проточной части турбины.

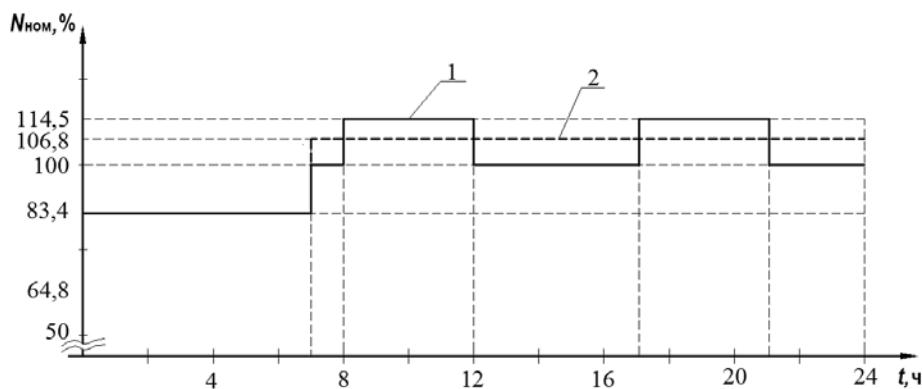


Рис. 2. Графики возможных диспетчерских нагрузок энергоблоков АЭС с САТЭ

На рисунке 2 представлены два варианта диспетчерского графика нагрузок, демонстрирующих работу энергоблока с САТЭ. При семичасовой ночной разгрузке энергоблока на 16.6% номинальной мощности ($N_{ном}$) возможно дневное повышение мощности в виде двух четырехчасовых пиков нагрузки на 14.5% $N_{ном}$ (линия 1) либо семнадцатичасовое, так называемое «полупиковое» повышение мощности на 6.8% $N_{ном}$ (линия 2).

Конструктивно САТЭ будет выполняться из нескольких параллельно включенных теплообменников зарядки и разрядки, например, четырех или трех. Это вызвано не только соображениями удобства компоновки и повышения надежности, но и удобством регулирования, так как в соответствии с требованиями оператора сети величина ночной разгрузки энергоблока и характер изменения дневной нагрузки могут меняться в большом диапазоне, что ведет к значительному изменению режимных параметров теплообменников, уменьшить которое можно отключением части теплообменников.

Наряду с требованием участия атомных энергоблоков в диспетчерском графике нагрузок в последнее время по тем же самым причинам появилось требование привлечения АЭС к первичному регулированию частоты тока в сети.

В соответствии с [2] максимальное требуемое изменение мощности равно $\pm 2\% N_{ном}$ при нормированном первичном регулировании (НПРЧ) и $+2-8\% N_{ном}$ при общем первичном регулировании (ОПРЧ), причем за первые 10 сек должно быть отработано не менее 50% требуемого изменения мощности. Указанный максимально требуемый диапазон изменения мощности турбины существенно меньше аналогичного диапазона, устанавливаемого для ТЭС, а количество нагрузений атомных энергоблоков при общем первичном регулировании частоты тока ограничивается двенадцатью нагрузлениями в год [3]. Уменьшение регулировочного диапазона АЭС при регулировании частоты тока вызвано опасением снижения эксплуатационного ресурса реактора в связи с существенным увеличением циклической нагрузки на тепловыделяющие элементы, наличием ксенонового отравления и большой инерционностью реакторной установки.

Использование САТЭ в энергоблоках с ВВЭР расширяет регулировочные возможности АЭС, т.к. увеличивает количество параметров и средств, влияющих на величину и скорость изменения мощности турбогенераторов. Из этого следует, что если наличие САТЭ обеспечивает участие атомных энергоблоков в диспетчерском графике нагрузок без изменения мощности и режимных параметров реакторной установки, то не исключено, что при этом возможно и участие АЭС в регулировании частоты тока в сети аналогично тепловым электростанциям.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Как уже говорилось, изменение мощности турбоустановки при наличии САТЭ в разных режимах производится при зарядке САТЭ изменением количества пара, подаваемого на турбину, а при разрядке – уменьшением количества пара, отбираемого на регенерацию.

Наличие разных способов изменения мощности турбоустановки в энергоблоках с САТЭ определяет необходимость проведения, как минимум, двух различных исследований работы энергоблоков с САТЭ: одно – при зарядке САТЭ, второе – при разрядке и, возможно, в промежуточном режиме, т.е. когда нет ни зарядки, ни разрядки.

В статье излагаются вопросы, связанные с исследованием возможности участия АЭС с САТЭ в регулировании частоты тока в сети без изменения мощности и режимных параметров реакторной установки в режиме зарядки САТЭ.

Для решения поставленной задачи помимо исследования динамики турбоустановки при регулировании частоты тока в режиме зарядки САТЭ было необходимо выполнить балансовый расчет турбоустановки, рассчитать статические характеристики теплообменника зарядки (зависимость режимных параметров теплообменника от расхода конденсируемого пара), разработать систему регулирования давления пара в ПГ путем его сброса в ТЗ и создать математическую модель динамики исследуемой части турбоустановки.

Изменение количества пара, подаваемого на турбину, при наличии САТЭ и постоянной мощности реакторной установки, т.е. постоянной паропроизводительности, в режиме зарядки САТЭ производится противоположным по знаку и равным по величине изменению расхода пара на конденсационный теплообменник зарядки.

Сигналом на изменение расхода пара в теплообменник зарядки, осуществляющее изменением положения соответствующих регулирующих клапанов, может являться отклонение от заданного значения давления пара в парогенераторе или перед регулирующим клапаном турбины. Если это отклонение, по своей величине находящееся в зоне нечувствительности регулятора давления, задействованного на изменение мощности реактора, отрабатывается теплообменником зарядки, то можно считать, что АЭС с САТЭ удовлетворяет требованиям участия энергоблока в регулировании частоты тока сети.

В работе представлены результаты расчета динамики системы *парогенератор – теплообменник зарядки* при изменении мощности турбины на $\pm 10\% N_{\text{ном}}$, существенно превышающем максимально требуемое значение для АЭС при регулировании частоты тока, но наглядно демонстрирующем возможность поддержания давления пара в ПГ средствами САТЭ в режиме зарядки без изменения мощности реактора.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ИССЛЕДУЕМОГО ОБЪЕКТА

Разработанная математическая модель динамики второго контура включает в себя модель парогенератора; модель теплообменника зарядки; модель паропровода, соединяющего ПГ, турбину и теплообменник зарядки; подсистемы регулирования давления в ПГ путем изменения его расхода в ТЗ и уровня конденсата в ТЗ.

Динамика в данном случае горизонтального парогенератора, заполненного термодинамически равновесной пароводяной смесью, при практически постоянных во времени параметрах первого контура описывается в одноточечном приближении уравнением изменения во времени температуры рабочей среды аналогично [4]:

$$\frac{dt_s}{d\tau} = \frac{G_{\text{пв}} \cdot h_{\text{пв}} - G_{\text{п}} \cdot h'' - f_1(t_s) \cdot (G_{\text{пв}} - G_{\text{п}}) + Q}{M \cdot \frac{df_1(t_s)}{dt_s} + V \cdot \left(\frac{df_2(t_s)}{dt_s} - \frac{f_2(t_s)}{t_s + 273} \right)},$$

$$f_1(t_s) = h' - v' \cdot \frac{h'' - h'}{v'' - v'}, \quad f_2(t_s) = \frac{h'' - h'}{v'' - v'}, \quad Q = k \cdot \Delta t_{\ln} \cdot F,$$

где V – внутренний объем ПГ, м³; M – масса пароводяной среды в парогенераторе, кг; $G_{\text{пв}}$ и $G_{\text{п}}$ – расходы питательной воды и генерируемого пара, кг/с; $h_{\text{пв}}, h'$ и h'' – удельные энталпии питательной воды и пара, кДж/кг; Q – мощность, передаваемая паровой смеси от теплоносителя первого контура через теплообменную поверхность, кВт; F – площадь поверхности теплообмена, м²; k – коэффициент теплопередачи, кВт/(м²К); Δt_{\ln} – логарифмический температурный напор, °С.

Динамика поверхностного теплообменника зарядки описывается системой обыкновенных дифференциальных уравнений изменения теплового состояния греющей и нагреваемой сред и теплообменной поверхности в одномерном многоточечном приближении:

$$\begin{cases} M^{\text{ГР}} \cdot \frac{dH^{\text{ГР}}}{d\tau} = G^{\text{ГР}} \cdot (H^{\text{ГР}}_{\text{вх}} - H^{\text{ГР}}_{\text{вых}}) - Q^{\text{ГР}}; \\ M^{\text{НАГ}} \cdot \frac{dH^{\text{НАГ}}}{d\tau} = Q^{\text{НАГ}} - G^{\text{НАГ}} \cdot (H^{\text{НАГ}}_{\text{вых}} - H^{\text{НАГ}}_{\text{вх}}); \\ M^{\text{M}} \cdot Cp^{\text{M}} \cdot \frac{dT^{\text{M}}}{d\tau} = Q^{\text{ГР}} - Q^{\text{НАГ}}; \end{cases}$$

$$Q^{\text{НАГ}} = k^{\text{НАГ}} \cdot S^{\text{НАГ}} \cdot (t^{\text{CP}}_{\text{M}} - T^{\text{CP}}_{\text{НАГ}}); Q^{\text{ГР}} = k^{\text{ГР}} \cdot S^{\text{ГР}} \cdot (T^{\text{CP}}_{\text{ГР}} - t^{\text{CP}}_{\text{M}}).$$

Здесь $Q^{\text{ГР}}, Q^{\text{НАГ}}$ – тепловые потоки; $S^{\text{ГР}}, S^{\text{НАГ}}$ – площади поверхности теплообмена; $k^{\text{ГР}}, k^{\text{НАГ}}$ – коэффициенты теплопередачи; $M^{\text{ГР}}, M^{\text{НАГ}}$ – массы; $H^{\text{ГР}}, H^{\text{НАГ}}$ – энталпии; $T^{\text{CP}}_{\text{ГР}}, T^{\text{CP}}_{\text{НАГ}}$ – средние температуры греющей и нагреваемой сред; $t^{\text{CP}}_{\text{M}}, M^{\text{M}}, Cp^{\text{M}}$ – средняя температура, масса и теплоемкость металла трубы.

Исследование проводилось применительно к энергоблоку АЭС 2006 ($N_{\text{ном}} = 1200$ МВт) с САТЭ разработки ВНИИАЭС с небольшими отклонениями, вызванными, в основном, удобством моделирования динамики. Система была рассчитана на максимальную мощность ночной разгрузки энергоблока 16,6% $N_{\text{ном}}$, как и в ранее рассмотренных схемах АЭС с аккумуляторами тепловой энергии.

Изменение расхода пара в режиме регулирования частоты тока соизмеримо с nominalным значением расхода пара на теплообменник зарядки, поэтому должны существенно изменяться и другие режимные параметры этого теплообменника. Для учета диапазона изменения режимных параметров теплообменника при выборе схемы регулирования и характеристик ее элементов выполнен расчет статических характеристик теплообменника на основании тепловых балансов:

$$G^{\text{ГР}} \cdot (H^{\text{ГР}}_{\text{вх}} - H^{\text{ГР}}_{\text{вых}}) - Q = 0; \quad Q - G^{\text{НАГ}} \cdot (H^{\text{НАГ}}_{\text{вых}} - H^{\text{НАГ}}_{\text{вх}}) = 0; \quad Q = k \cdot S_{\text{T3}} \cdot Dt.$$

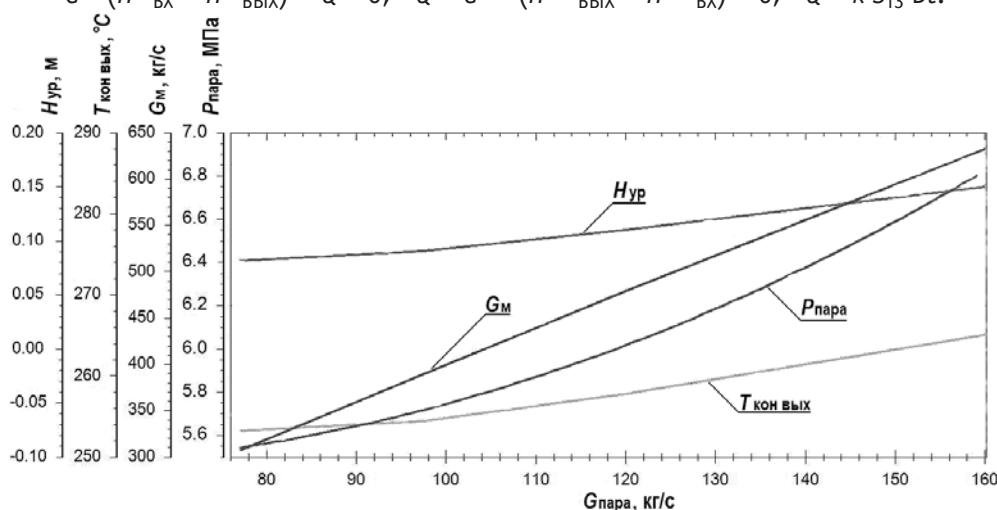


Рис.3. Статические характеристики теплообменника зарядки

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Характеристики, представленные на рис. 3, рассчитаны в диапазоне максимально принятого в данном исследовании изменения мощности энергоблока при постоянном давлении пара в парогенераторе 7,2 МПа и заданной температуре масла на входе в теплообменник зарядки 110 °C.

Основным параметром в характеристиках является расход пара на теплообменник зарядки, определяемый следующими параметрами: давление конденсации пара в теплообменнике, расход нагреваемого масла, положение уровня конденсата (поверхность конденсации), температура масла на выходе из теплообменника.

Как видно из рисунка, при изменении расхода пара на теплообменник зарядки с 77 кг/с (увеличение нагрузки на турбогенератор на 10% $N_{\text{ном}}$) до 160 кг/с (бросок нагрузки на 10% $N_{\text{ном}}$) давление в теплообменнике изменяется с 5.56 до 6.8 МПа, расход масла – с 306.4 до 631.8 кг/с, уровень конденсата с 0.08 до 0.15 м.

Система совместно с регулятором турбины, включенным на режим «T», работает следующим образом. По сигналу изменения давления пара в ПГ, вызванному изменением расхода пара на турбину, в связи с отработкой ею сигнала изменения частоты вращения ротора меняется расход пара в теплообменнике зарядки через дроссельно-регулирующий клапан регулятора давления пара. Измеренная величина расхода пара поступает на задатчики регуляторов расхода масла и уровня конденсата.

В разработанной системе автоматического регулирования (САР) теплообменника зарядки были использованы типовые регуляторы с электроприводом постоянной скорости вращения и реальными параметрами настройки (табл. 1).

Таблица 1

Параметры настройки элементов системы автоматического регулирования теплообменника зарядки

Наименование параметра	Обозначение	САР давления пара в ПГ	САР расхода масла в ТЗ
Положение клапана при номинальном расходе, отн. ед.	$X_{\text{кл}}$	0,51	0,52
Постоянная времени привода, с	$T_{\text{ПР}}$	60,0	25,0
Постоянная интегрирования, с	T_i	5,0	5,0
Коэффициент обратной связи	$K_{\text{обр. св}}$	0,005	1,0
Коэффициент усиления сигнала	K_1	1,0	1,0
Зона нечувствительности	a_1	0,005	0,5
Зона возврата	a_2	0,01	10

Согласно схеме (рис. 4), регулятор получает сигнал рассогласования заданного и текущего значений давления в парогенераторе, воздействует по ПИ-закону на перемещение регулирующего клапана, обеспечивая тем самым изменение расхода пара в ТЗ с учетом зоны нечувствительности, зоны возврата и обратной связи.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

В обоснование возможности использования на АЭС данной системы регулирования САТЭ для поддержания давления пара в ПГ в режимах регулирования частоты тока были выполнены расчеты режимов, имитирующих сброс и увеличение нагрузки на энергоблок на величину до 10% $N_{\text{ном}}$, при работе энергоблока в режиме ночной разгрузки до мощности 83,4% $N_{\text{ном}}$. Изменение расхода пара на турбину принималось аналогичным кривой требуемого изменения мощности энергоблока при его участии в нормированном первичном регулировании частоты [2]. Величины сброса и увеличения нагрузки были сознательно увеличены относительно существующих требований для АЭС с ВВЭР при

их участии в регулировании частоты тока для демонстрации маневренных возможностей АЭС с САТЭ, далеко выходящих за пределы возможностей АЭС без САТЭ.

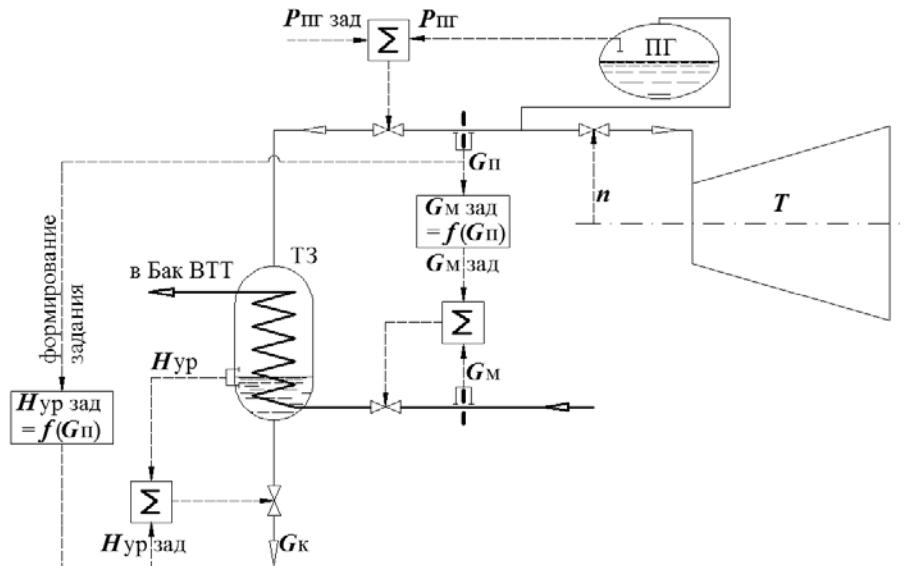


Рис.4. Общая схема системы регулирования теплообменника зарядки

Расчеты проводились на специально разработанной динамической модели, имитирующей работу одной четвертой части подсистемы зарядки САТЭ, включающей в себя парогенератор, теплообменник зарядки, питательный насос, регулятор расхода пара в теплообменник зарядки (регулятор давления пара в ПГ), регулятор расхода масла в теплообменник, регулятор уровня конденсата в теплообменнике, трубопроводы пара, масла и конденсата.

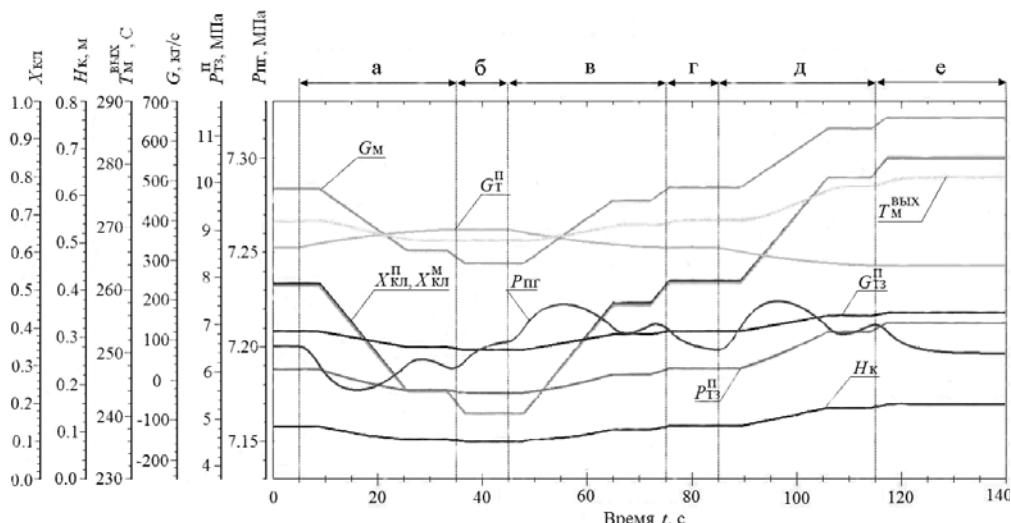


Рис. 5. Графики изменения во времени основных параметров теплообменника зарядки САТЭ при набросе и последующем сбросе нагрузки энергоблока АЭС: а) увеличение мощности ТГ на 10% Nном; б) работа на повышенной мощности ТГ; в) возврат к начальному значению мощности ТГ; г) работа на исходной мощности ТГ; д) уменьшение мощности ТГ на 10% Nном; е) работа на пониженной мощности ТГ

Результаты расчета представлены на рис. 5 в виде графиков изменения во времени основных параметров, характеризующих динамику энергоблока при скачкообразном увеличении нагрузки на 10% $N_{\text{ном}}$ с последующим (после окончания переходного процесса) скачкообразным возвратом в начальное состояние и скачкообразным сбросом

нагрузки на те же 10% $N_{\text{ном}}$.

На рисунке используются следующие обозначения: расход пара на турбину G_T^{Π} и в теплообменник зарядки G_{T3}^{Π} , давление пара в парогенераторе $P_{\text{ПГ}}$ и в теплообменнике зарядки P_{T3}^{Π} , расход нагреваемого масла G_M , положение регулирующих клапанов $X_{\text{кл}}^{\Pi}$ и $X_{\text{кл}}^M$, положение уровня конденсата в теплообменнике H_K .

Из графиков следует, что

- изменение расхода пара на турбину, имитирующее реакцию турбины на отклонение частоты тока в сети, полностью соответствует требованиям к динамике нормированного первичного регулирования энергоблока при его участии в нормированном первичном регулировании частоты [2];
- отклонение давления пара в парогенераторе от заданного значения 7.2 МПа на протяжении всего исследуемого процесса регулирования при отклонении мощности турбины относительно начального значения сначала на +10% $N_{\text{ном}}$, затем на – 10% $N_{\text{ном}}$ не превышает 0.03 МПа;
- температура масла на выходе теплообменника отклоняется от заданного значения при увеличении нагрузки на – 8 °C, при сбросе нагрузки на +8 °C.

ВЫВОДЫ

Полученные результаты свидетельствуют, что наличие на АЭС с ВВЭР системы аккумулирования тепловой энергии, оборудованной системой регулирования давления пара в парогенераторе в режиме зарядки САТЭ, обеспечивает поддержание давления в парогенераторе при скачкообразных сбросах и увеличениях нагрузки с качеством, исключающим необходимость участия в процессе регулирования реакторной установки, причем в диапазоне нагрузок, существенно выходящих за рамки существующих требований к АЭС при их участии в регулировании частоты тока.

Литература

1. Чаховский В.М., Сопленков К.И. Сэконоим? Энергоэффективность теплоаккумулирующих систем в атомной энергетике. – М.: Росэнергоатом, №2, 2010. – 6с.
2. Нормы участия энергоблоков АЭС в нормированном первичном регулировании частоты. СТО 5912820.27.120.20.002-2010. – М.: ОАО «СО ЕЭС», 2010. – 34с.
3. Основные технические требования к внедрению общего первичного регулирования частоты на энергоблоке №2 Ростовской АЭС, ОАО «Концерн Росэнергоатом», 2010.
4. Букринский А.М. Аварийные переходные процессы на АЭС с ВВЭР. – М.: Энергоиздат, 1982.

Поступила в редакцию 04.03.2013

ЭФФЕКТИВНОСТЬ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ МАЛОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ ДЛЯ ТЕПЛОФИКАЦИИ

А.С. Курский

Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов «ВНИИНМ», г. Москва



Обосновывается целесообразность и значимость развития малой атомной энергетики. Приводятся технико-экономические показатели современной реакторной установки, предназначеннной для региональной энергетики. Показана эффективность использования корпусных кипящих реакторов в режимах эксплуатации атомной ТЭЦ и атомной парогазовой установки.

Ключевые слова: АЭС, корпусной кипящий реактор, теплоснабжение, когенерация.

Key words: NPP, vessel-type boiling water reactor, heat supply, cogeneration.

ВВЕДЕНИЕ

Малая атомная энергетика прошла сложный путь обоснования и внедрения в практику. В течение более чем полувекового развития атомной отрасли важнейшими аспектами региональной атомной энергетики являются

- доказательство их безусловной безопасности;
- потенциальная возможность обеспечения меньших выбросов радиоактивных веществ при авариях по сравнению с АЭС большой мощности [1];
- экономическая эффективность.

По мнению многих специалистов снижение мощности на типовых блоках с сохранением технологической схемы и компоновочных решений увеличивает стоимость 1 кВтЧЧ произведенной продукции до некоего предела, после которого сооружение АЭС малой мощности нерентабельно. «Оценка эффективности инвестиций показала, что новое строительство АЭС эффективно только при стоимости $1\text{кВт} \leq \$2500$ и сроке строительства не более 5 лет» [2].

Поэтому возможность внедрения реакторных установок в региональную энергетику определяется надежностью и эффективностью их использования в других «ненеэнергетических» отраслях экономики.

КОНЦЕПЦИЯ РЕАКТОРА МАЛОЙ МОЩНОСТИ ПОВЫШЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

До 80-х гг. ХХ в. энергетические реакторы малой мощности первого и второго поколений представлялись исключительно начальным этапом в развитии «большой» атомной энергетики.

После аварии на АЭС Три-Майл-Айленд во многих промышленно развитых странах, таких как Швеция, США, Япония, ФРГ, Франция, Канада, Швейцария, а также в СССР активно развернулись разработки ядерных энергетических установок малой мощности и повышенной безопасности, которые экономически могли бы конкурировать со станци-

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

ями на традиционном топливе в выработке тепла [3].

В рамках «концепции реактора повышенной безопасности» рассматривались следующие привлекательные свойства реакторов малой мощности [4]:

- использование внутренних свойств безопасности в конструкции оборудования и защитных барьеров: гравитация (естественная циркуляция теплоносителя при отводе тепла), защищенность от взрывов «гримучей» смеси при использовании воды в качестве теплоносителя;
- расхолаживание активной зоны без участия эксплуатационного персонала во всех режимах;
- изготовление с помощью заводских модулей;
- разбиение мощности на несколько блоков как возможность уменьшения зоны планирования защитных мер за пределами площадки атомных станций и их размещения ближе к потребителям ее продукции при исключении возможности проникновения радиоактивности за пределы защитных барьеров и к потребителю тепла
- более быстрое строительство и постепенное наращивание мощностей;
- разнообразие и гибкость неэлектрических применений, включая когенерацию: одновременную выработку электроэнергии и тепла от отборов турбины.

Однако авария на Чернобыльской АЭС не позволила осуществить конструкторские разработки и заставила на 10–15 лет отказаться от планов сооружения атомных теплофикационных установок вблизи от потребителей продукции.

АКТУАЛЬНОСТЬ РАЗВИТИЯ АТОМНОГО ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ

Экономическая целесообразность и социальная значимость использования атомных станций в современной региональной энергетике представляются актуальными по следующим причинам:

- более 40% органического топлива в России затрачивается на отопление;
- ожидается рост внутренних цен на углеводородное топливо [5];
- прогнозируется увеличение объема централизованного производства тепла к 2030 г. с 1400 до 2060 млн. Гкал [6];
- необходимость замены выбывающих из эксплуатации тепловых электростанций;
- улучшение экологической ситуации в городах страны;
- значительное количество территории в северных и восточных областях России с населением до 10 млн. человек не обеспечены энергией от централизованных источников, и «единственная рациональная возможность их энергообеспечения – это децентрализованные источники тепловой и электрической энергии, работающие в режиме когенерации».

Интерес к атомному теплоснабжению всегда определялся государственным отношением к отопительным системам регионов: при централизованном управлении энергетикой интерес возрастал, при децентрализации – полностью исчезал.

И в России, и в развитых странах Европы (Дания, Германия и др.) в настоящее время планируется модернизация теплофикационных систем на основе крупных когенерирующих мощностей. Например, Федеральное Правительство Германии предполагает увеличить в ближайшие годы комбинированную выработку электричества и теплоты в 2,4 раза [7]. Для практической реализации этих планов были приняты закон о содействии развитию когенерирующих мощностей и закон об экологическом налоге. Предусмотрено освобождение от экологического налога электроэнергии, произведенной на ТЭЦ, и взимание такого налога (0,02 \$/кВт·ч) на электроэнергию от конденсационных электростанций. Показательно, что название одной из важнейших тем проекта по развитию теплоснабжения, одобренного Европейским Союзом – «централизация вместо децентрализации» [8].

В ситуации кризиса теплоснабжения, неоправданных ожиданий потепления климата и прогнозируемого роста внутрироссийских цен на органическое топливо наша страна также демонстрирует тенденцию к управляемому рынку теплообеспечения регионов и к экономическим стимулам, фиксирующим приоритет теплофикации. 27 июля 2010 г. В России был принят Федеральный закон 190-ФЗ «О теплоснабжении». Согласно статье 3 закона главной задачей теплофикации страны становится «обеспечение приоритетного использования комбинированной выработки электрической и тепловой энергии для организации теплоснабжения».

Большая часть тепловой энергии (до 85%) и почти половина электроэнергии производятся в России их комбинированной выработкой на теплоэлектроцентралях. Сектор региональной когенерационной энергетики в настоящее время и в перспективе является самым большим и развивающимся сектором Единой энергетической системы страны. Повышение эффективности отечественной теплофикации направлено на применение более окупаемых, более экономичных и экологически чистых когенерационных теплоисточников в системах централизованного отопления городов.

По оценкам специалистов ИНЭИ РАН с учетом результатов международных исследований планируемая плата за выбросы CO₂ приведет к серьезному изменению структуры мощностей ТЭЦ на газе и угле [9]. С учетом больших удельных выбросов CO₂ себестоимость вырабатываемой продукции на парогазовых и газотурбинных установках будет значительно выше, чем в настоящее время. Поэтому сооружение ядерных энергоблоков позволит существенным образом уменьшить объемы вредных выбросов в атмосферу городов, а вопрос замещения выводимых из эксплуатации теплофикационных турбин на АТЭЦ становится актуальным, несмотря на негативное общественное отношение к атомной энергетике после аварии на АЭС «Фукусима-1».

ЭФФЕКТИВНОСТЬ АТОМНОЙ КОГЕНЕРАЦИИ

Отбор пара на теплофикацию на атомных установках позволяет увеличить производство товарной продукции более чем в полтора раза по сравнению с чисто «электрическим» режимом работы, не прибегая к дорогостоящим работам, связанным с повышением КПД: более эффективное использование ядерного топлива на АТЭЦ осуществляется без повышения параметров пара до сверхкритических.

Преимуществом когенерации над выработкой электроэнергии является тот факт, что КПД при работе по теплофикационному циклу можно поднять до 75% и более. В атомной энергетике это более чем актуально при КПД современных АЭС, значительно уступающем эффективности энергоблоков на органическом топливе.

Таблица 1

Коэффициенты теплоотдачи в промышленных теплообменных устройствах

Вид теплоотдачи	Вт / (м ² · град)	Ккал / (м ² · ч · град)
При охлаждении – перегретого пара – воды	23,2 – 116 232 – 11600	20 – 100 200 – 10000
При пленочной конденсации водяных (насыщенных) паров	4640 – 17400	4000 – 15000

Из таблицы 1 следует, что коэффициент теплоотдачи при пленочной конденсации насыщенных паров превышает аналогичный параметр при охлаждении воды (режим котельной) и более чем на два порядка выше, чем при охлаждении перегретого пара.

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Поэтому наиболее эффективно использование режима когенерации на атомных станциях с турбинами насыщенного пара. Актуальность развития атомной теплофикации на базе одноконтурных установок с турбинами насыщенного пара была подтверждена

– строительством и эксплуатацией с 1974 г. Билибинской АТЭЦ,

– переводом в 1979 г. в режим АТЭЦ реакторной установки ВК-50 – прототипной установки для внедрения корпусных кипящих реакторов, которая эксплуатируется в Ульяновской области с 1965 г.: энергоблок с водяным кипящим реактором электрической мощностью до 65 МВт.

– разработкой по заказу Минатома РФ для крупных областных центров проекта реакторной установки ВК-300 максимальной электрической мощностью в конденсационном режиме 250 МВт(э) и пиковой теплофикационной нагрузкой до 400 Гкал/час[10].

ОБОСНОВАНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ВНЕДРЕНИЯ В РЕГИОНАЛЬНУЮ АТОМНУЮ ЭНЕРГЕТИКУ АТЭЦ С РЕАКТОРАМИ ВК-100

Население большинства городов России не превышает 700 тысяч человек. Эти города обеспечены централизованным теплоснабжением от ТЭЦ, на которых установлены более 200 турбин мощностью 60-120 МВт(э). Турбоагрегаты данного мощностного ряда составляют основу рынка теплоснабжения страны. Для внедрения АТЭЦ в теплофикационные системы этих городов предприятиями «Росатома» (ОАО «ГНЦ НИИАР», ОАО «НИКИЭТ, ОАО ОКБ «Гидропресс») была разработана концепция атомных ТЭЦ с реакторными установками ВК-100.

Таблица 2
Технико-экономические показатели АТЭЦ с энергоблоком ВК-100

Режим работы	Электрическая мощность, МВт	Выработка электроэнергии, млн. кВт·ч/год	Выработка тепла, тыс. Гкал/год	Увеличение доходов по сравнению с конденсационным режимом*	КПД, %
Конденсационный режим	120	870	—	1	33
Режим с выработкой 80 Гкал/ч тепла	105	788	416	1,24	55
Режим с выработкой 120 Гкал/ч тепла	100	708	624	1,38	68
Режим с выработкой 150 Гкал/ч тепла	90	640	810	1,5	74
Режим пиковой выработки тепла 200 Гкал/ч	80				80

* В качестве расчетных значений приняты цены отпускных тарифов в Ульяновской обл. в 2012г. на электроэнергию и тепло от прототипного энергоблока ВК-50.

В таблице 2 приведены основные расчетные технико-экономические характеристики АТЭЦ с корпусными кипящими реакторами ВК-100 тепловой мощностью 360 МВт [11]: электрическая мощность в названии установки соответствует оптимальному режиму по выработке тепла (выделено в таблице): 2/3 от пиковой нагрузки обеспечивают гарантированный отпуск тепла от энергоблоков АТЭЦ в случае аварийного останова реактора.

Из табл. 2 видно, что с увеличением теплофикационной нагрузки энергоблока ВК-100 значительно возрастает его КПД и доходная часть от реализации продукции.

Совместно с институтом энергетических исследований Российской Академии наук (ИНЭИ

РАН) были проведены исследования по изучению рынков сбыта атомной ТЭЦ с реакторными установками ВК-100 на перспективу до 2020 – 2030 г. Для выполнения таких работ в ИНЭИ РАН разработана методика, позволяющая определить на долгосрочную перспективу целесообразность развития теплофикации с различными типами энергоблоков [12].

Новые источники теплоснабжения городов согласно расчетной методике планируется рассматривать при комбинированной схеме теплоснабжения, приведенной на рис. 1. Эта схема предполагает, что для крупных ТЭЦ и АТЭЦ, таких как ГТУ-100, Т-115-300, ПГУ 450 (две ГТУ-150 + Т-150) и ВК-100, только половина необходимого для потребителей тепла будет производиться на этих ТЭЦ ($\alpha_{\text{TЭЦ}} = 0,5$). От этих станций тепло будет передаваться по мощному магистральному теплопроводу до главного теплового пункта (ГТП), а далее – по транзитным трубопроводам до тепловых пунктов (ТП). ТП будут размещаться взамен выводимых ТЭЦ средней мощности, обслуживавших несколько жилых кварталов. Остальную половину необходимого тепла будут производить подключаемые к квартальному тепловому пункту (КТП) котельные и мелкие ТЭЦ.



Рис.1. Агрегатированная схема подключения тепла от ТЭЦ малой, средней и крупной мощности

Для Северных районов и Восточной Сибири целесообразен полный перевод энергообеспечения городов на атомную ТЭЦ. В этом случае пиковая нагрузка будет обеспечиваться от пиковых водогрейных котелен (ПВК) или турбонасосных установок (ТНУ), расположенных на самой АТЭЦ.

Исходя из промышленной нагрузки и теплопотребления жилой застройки, были определены наименьшая и максимальная численность населения городов для сооружения многоблочных АТЭЦ с РУ ВК-100. Города с численностью 100–250 тысяч человек могут рассматриваться в качестве потенциальных потребителей энергопродукции от АТЭЦ с двумя установками ВК-100. Для четырехблочных АТЭЦ рынки сбыта тепловой энергии ограничиваются численностью населения до 450 тыс. человек ($\alpha_{\text{TЭЦ}} = 1$), а при работе совместно с ТЭЦ на органическом топливе ($\alpha_{\text{АТЭЦ}} = 0,5$) – до 700 тыс. человек.

Были определены предельные экономические показатели, при которых сооружение АТЭЦ с энергоблоками ВК-100 эффективно. Для города численностью населения 400 тыс. человек при среднем значении удельного теплопотребления 2410 ккал/ч на человека были получены следующие значения предельных капиталовложений:

- 3000 \$/кВт при отпуске 80 Гкал/ч тепла от энергоблока ВК-100;
- 2250 – 2650 \$/кВт при отпуске 150 Гкал/ч тепла от энергоблока ВК-100.

Полученные значения коррелируют с показателями удельных капитальных вложений АТЭЦ с реакторами ВК-300 (2700–2800 \$/кВт) [13]: меньшая единичная мощность по сравнению с ВК-300 «компенсируется» исключением в конструкции РУ ВК-100 защитной бетонной оболочки турбинного зала.

В результате проведенного расчетного анализа систем теплоснабжения установлено, что возможна реализация более 100 энергоблоков при сооружении атомных ТЭЦ с реакторами ВК-100 в период 2020–2030 гг.

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ КОМБИНИРОВАННОГО ЦИКЛА АТЭЦ С ГАЗОВОЙ ТУРБИНОЙ

Кроме реализации регионального атомного теплоснабжения на базе АТЭЦ возможно экономически эффективное использование реакторов в составе атомной парогазовой установки. Этот вариант позволяет поднять αАТЭЦ до единицы.

В конце 90-х гг. ХХ в. Министерством по атомной энергии обсуждалась концепция использования атомных парогазовых установок (АПГУ) для продления срока службы реакторных установок ВВЭР-440 и увеличения их КПД до 48% и более. Эта идея рассматривалась в связи с аналогичными концепциями за рубежом (фирма «Battelle»). В качестве демонстрационной АПГУ предполагалась РУ ВК-50 с газотурбинной надстройкой [14].

Значительное увеличение КПД на АПГУ возможно за счет повышения параметров насыщенного пара, идущего на турбину: его смешения с более высокопотенциальным паром от постороннего источника. Для этого используется пар котлов утилизаторов. В котле утилизаторе температура уходящих газов от газовой турбины (ГТУ) с 535°C снижается до 90°C, производится генерация и перегрев водяного пара, который подается в контур теплоносителя. В качестве ГТУ была рассмотрена турбина V.94.3 фирмы «Siemens». Аналог данной турбины в отечественном турбостроении – ГТУ-50.

Принципиальная схема работы РУ ВК-50 с ГТУ представлена на рис. 2.

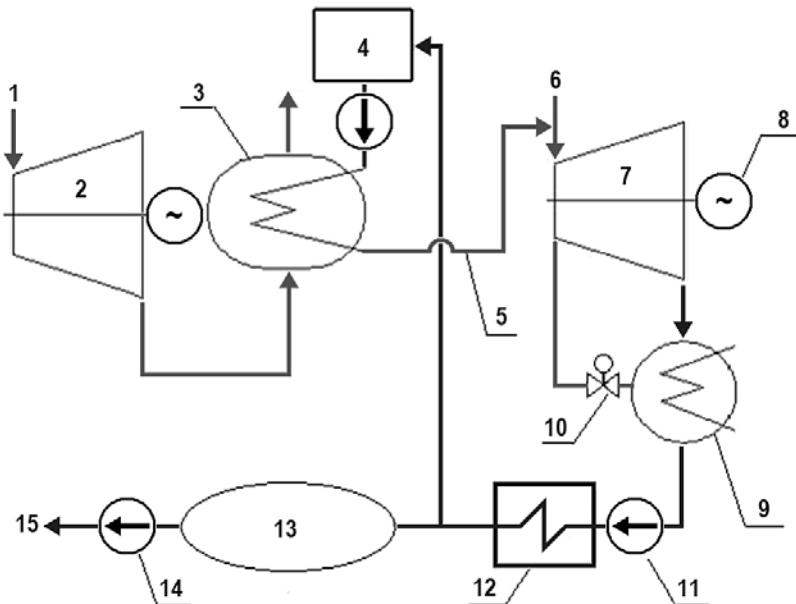


Рис.2. Принципиальная схема атомной парогазовой установки: 1 – природный газ; 2 – газотурбинная установка; 3 – котел-utiлизатор; 4 – ионообменный фильтр; 5 – перегретый пар; 6 – насыщенный пар от реактора; 7 – турбина реакторной установки; 8 – генератор; 9 – конденсатор турбины; 10 – быстродействующая редукционная установка (БРУ); 11 – конденсатный насос; 12 – система регенеративного подогрева; 13 – деаэратор; 14 – питательный насос; 15 – подача питательной воды в реактор

Перегретый пар смешивается с паром из реактора, в результате чего перегрев пара

на турбину составляет 45°C (700 ккал/кг).

При переводе ВК-50 в режим АПГУ КПД повышается в конденсационном (электрическом) режиме на 8%, а общая электрическая мощность станции с 64 до 112 МВт.

Дополнительным достоинством является возможность проведения ремонта поочередно на реакторной части и газотурбинной части АПГУ без прекращения производства энергопродукции.

В концепции реакторной установки ВК-100 рассмотрен вариант АПГУ с газотурбинной установкой ГТЭ-110. Результаты расчетов параметров АПГУ приведены в табл. 3.

Таблица 3

Сравнительная характеристика параметров атомной парогазовой установки и ее компонентов

Параметр	АПГУ	ВК-100	ГТЭ-110
Давление пара перед турбиной, МПа	8,0	7,0	–
Электрическая мощность в конденсационном режиме, МВт	250	120	110
Максимальная выработка тепла, Гкал/ч	350	200	137
Электрическая мощность в «пиковом» теплофикационном режиме, МВт	175	80	75

Реализация данной концепции на реакторных установках типа ВК-100 может способствовать массовому внедрению в региональную энергетику атомных установок с высокими термодинамическими показателями. Из-за отсутствия нормативной базы по безопасности взаимного расположения атомных и газовых энергоисточников данная концепция не была реализована на ВК-50. Однако предварительные оценки показали безопасность при возможных взрывах природного газа размещения парогазовой надстройки вне АТЭЦ на расстоянии 1 км. При этом потери давления, температуры и КПД составляют соответственно 0,03 МПа, 10°C и 0,04% (абс.), а стоимость трубопроводов ~1% стоимости газотурбинной установки.

ВЫВОДЫ

1. Атомная теплофикация – потенциальный для России рынок энергетики.
2. Энергоснабжение наиболее эффективно при комбинированной выработке тепла и электроэнергии от атомных энергоисточников.
3. Для большинства городов страны целесообразно сооружение атомных ТЭЦ с энергоблоками,рабатывающими до 200 Гкал/ч тепла.
4. Использование одноконтурных установок с прямой генерацией пара для работы атомных станций малой мощности в режиме атомных ТЭЦ и атомных парогазовых установок представляется эффективным.

Литература

1. Мишина М. Мирный атом: новые возможности и давние угрозы // Деловое обозрение. 2011. №7 (163).
2. Нигматулин Б.И. Электроэнергетика России. Мифы и реальность. URL: <http://www.proatom.ru/modules.php?name/News&file/article&sid/301>.
3. Исаев А.Н. Перспективы развития ядерной энергетики – реакторы средней и малой мощности // Атомная техника за рубежом. 2007. №2. С.7.
4. Труды семинара стран-членов СЭВ «Атомное теплоснабжение». Т.І. Т.ІІ. М. Энергоатомиздат. 1984.
5. Projected Cost of Generating Electricity 2010 Edition. Paris: OECD/IEA, 2010. P.15.

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

6. Энергетика России 2030: целевое издание/ Под общей редакцией Б.Ф.Вайнзихера. – М: Альпина Бизнес Букс, 2008. С.41.
7. Шнайдер Х. Доклад на Общероссийском совещании по проблемам теплоснабжения // Новости теплоснабжения. 2003. №7. С.16.
8. Шарапов В.И. Отечественная теплофикация: проблемы современного этапа // Сантехника. Отопление. Конденционирование. 2006. № 4. С.13.
9. Макарова А.С., Хоршев А.А., Урванцева Л.В. и др. Комплексное исследование эффективности и масштабов развития теплофикации// Электрические станции. 2010. №8. С.8-9.
10. Габараев Б.А., Кузнецов Ю.Н., Роменков А.А. Атомная теплофикация - - перспективы и решения // Атомная энергия. 2007. Т.103. Вып.1. С.36-40.
11. Курский А.С., Калыгин В.В., Семидоцкий И.И. Перспективы атомной теплофикации в России // Теплоэнергетика. 2012. №5. С.4.
12. Макаров А.А., Веселов Ф.В., Волкова Е.А. и др. Методические основы разработки перспектив развития электроэнергетики. М.: Московская типография, 2007. №6. С.24.
13. Кузнецов Ю.Н., Митяев Ю.И., Глазков О.М. и др. Технический проект реакторной установки ВК-300 // Годовой отчет НИКИЭТ 2004г. М.: МГУП. 2005. С. 25-26.
14. Кузнецов Ю.Н. Ещеркин В.М., Шмелев В.Е. и др. Применение парогазовых надстроек для продления срока службы, повышения безопасности и улучшения экономики действующих реакторов ВВЭР-440 // Сборник докладов VII Международной конференции по ядерной технике. 1999. Токио. ICONE-7053.

Поступила в редакцию 07.03.2013

ИЗУЧЕНИЕ РАБОТЫ ТВЕРДОЭЛЕКТРОЛИТНОГО ДАТЧИКА КИСЛОРОДА В ГАЗАХ В УСЛОВИЯХ, ИМИТИРУЮЩИХ ПРОЦЕССЫ ВОДОРОДНОЙ ОЧИСТКИ ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ КОНТУРОВ ПЕРСПЕКТИВНЫХ РУ С ТЯЖЕЛЬМИ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ

**И.И. Иванов, А.Н. Стороженко, В.В. Ульянов, Ю.А. Тепляков,
В.М. Шелеметьев, Р.П. Садовничий**
ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Рассмотрена теоретическая модель, описывающая зависимость ЭДС твердоэлектролитного датчика активности кислорода от парциального давления водорода в смеси «аргон-водород-водяной пар». Проведен комплекс экспериментальных исследований, результаты которого подтвердили справедливость модели. Результаты экспериментальных исследований доказывают возможность использования твердоэлектролитного датчика активности кислорода для контроля содержания водорода в газовых контурах реакторных установок с тяжелыми жидкотекущими теплоносителями.

Ключевые слова: твердоэлектролитный датчик активности кислорода в газах, водородная очистка, контроль содержания водорода

Key words: electrochemical oxygen sensor with a solid oxygenated electrolyte, hydrogen regeneration, control of content of hydrogen.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время интенсивно разрабатываются реакторные установки на быстрых нейтронах, первый контур которых охлаждается тяжелыми жидкотекущими теплоносителями (ТЖМТ). В России – это реакторы со свинцовым (БРЕСТ-ОД-300) и со свинцово-висмутовым теплоносителем (СВБР-100). Эти реакторы разрабатываются с учетом опыта эксплуатации циркуляционных контуров со свинцово-висмутовым теплоносителем [1], в ходе которой было выявлено, что при работе реакторных установок с ТЖМТ возможно поступление кислорода в циркуляционный контур, что может приводить к образованию шлаковых отложений на основе оксида свинца. Для решения этой проблемы предусмотрено периодическое проведение водородной очистки контуров, состоящей во введении в поток циркулирующего теплоносителя смесей водяного пара, водорода и инертного газа определенного начального состава. При этом происходит

© И.И. Иванов, А.Н. Стороженко, В.В. Ульянов, Ю.А. Тепляков, В.М. Шелеметьев, Р.П. Садовничий, 2013

восстановление водородом свинца из PbO , а газовая смесь обедняется водородом и обогащается водяным паром. Контроль процесса водородной очистки осуществляется путем измерения концентрации водорода.

В работе для контроля процесса водородной очистки предложено использование датчиков на основе керамики из диоксида циркония, стабилизированного иттрием. Изучена зависимость ЭДС таких датчиков от парциального давления в смеси «аргон-водород-водяной пар».

ТЕОРЕТИЧЕСКАЯ ЧАСТЬ

Работа твердоэлектролитного сенсора кислорода основана на определении концентрации кислорода в исследуемой среде с помощью гальванического концентрационного элемента [2], схематическое изображение которого представлено на рис.1.

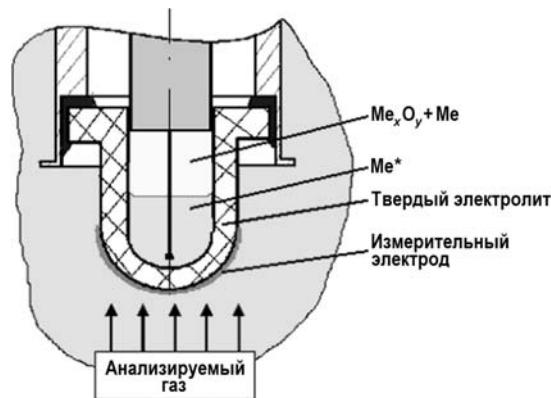


Рис.1. Схема гальванического концентрационного элемента

Электрод сравнения рассматриваемого гальванического концентрационного элемента обычно представляет собой смесь жидкого висмута ($Me^*=Bi$), насыщенного кислородом, и его оксида ($Me_xO_y=Bi_2O_3$). Возможно также создание датчика с электродом сравнения на основе смеси жидкого висмута с твердым металлом Me , имеющим большее сродство к кислороду, чем висмут, и оксидом этого металла Me_xO_y (например, Fe и Fe_3O_4). При рассмотрении процессов на электроде сравнения предполагается, что внешняя среда не оказывает влияния на его свойства, поэтому при данной температуре концентрация ионов кислорода на границе электролит-электрод сравнения постоянна в установленном состоянии и потенциал электрода сравнения также постоянен.

Измерительный электрод представляет собой пористое платиновое покрытие, нанесенное на твердый электролит, но допустимо использование и других металлов, например, никеля. В таблице 1 представлены характеристики датчиков, исследуемых в данной работе.

Таблица 1

Характеристики исследуемых датчиков

Номер датчика	Материал измерительного электрода	Материал электрода сравнения
1	Pt	Bi_2O_3 , Bi
2	Ni	Bi_2O_3 , Bi
3	Pt	Fe_3O_4 , Fe, Bi

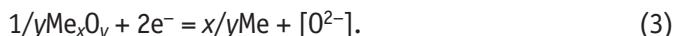
При моделировании процессов на измерительном электроде полагаем, что исследуемая среда представляет собой смесь аргона, водорода и водяного пара при атмосферном давлении, температуре 530°C и с точкой росы 35°C .

Предполагают [2], что возникновение ЭДС датчика может быть обусловлено протеканием на измерительном электроде двух параллельных реакций:

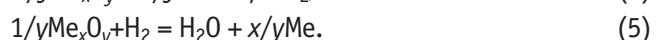


где $[O^{2-}]$ – ион кислорода в кристаллической решетке кислородопроводящей мембраны.

На электроде сравнения (точнее, на внутренней поверхности твердого электролита) протекает реакция



Суммарные уравнения протекающих в электрохимической ячейке реакций можно представить как



Соответствующие реакциям (4) и (5) изменения свободной энергии Гиббса ΔG определяются как

$$\Delta G_4 = -\Delta G_{Me_x O_y}^0 / y + RT \cdot \ln(p_{O_2})/2, \quad (6)$$

$$\Delta G_5 = \Delta G_{H_2O}^0 - \Delta G_{Me_x O_y}^0 / y + RT \cdot \ln(p_{H_2O}/p_{H_2}). \quad (7)$$

ЭДС датчика при протекании только первой или только второй реакции может быть определена из формул (6) и (7) по формуле $\Delta G = -n \cdot F \cdot E$:

$$E_{O_2} = \Delta G_{Me_x O_y}^0 / (2 \cdot y \cdot F) - (R \cdot T / 4F) \cdot \ln(p_{O_2}), \quad (8)$$

$$E_{H_2} = \Delta G_{Me_x O_y}^0 / (2 \cdot y \cdot F) - \Delta G_{H_2O}^0 / 2 \cdot F - (R \cdot T / 2 \cdot F) \cdot \ln(p_{H_2O}/p_{H_2}). \quad (9)$$

Воспользуемся для определения потенциала электрода моделью, предложенной в [3]. Будем считать, что потенциал электрода определяется только тройными точками (точками контакта металла, твердого электролита и газовой фазы), на которых протекают реакции (1) и (2).

ЭДС датчика может быть рассчитана по формуле

$$E = E_{O_2} \cdot \theta_{O_2} + E_{H_2} \cdot \theta_{H_2}, \quad (10)$$

где θ_{O_2} и θ_{H_2} – доли тройных точек, на которых в каждый момент времени протекает реакция (1) и (2) соответственно.

Допустим, что адсорбция кислорода и водорода участками ИЭ вблизи тройных точек описывается изотермой адсорбции Генри

$$A_i = K_{a,i} \cdot p_i. \quad (11)$$

Тогда доля тройных точек, на которых протекает одна из реакций, может быть определена как

$$\theta_i = A_i / (A_{O_2} + A_{H_2}) = K_{a,i} \cdot p_i / (K_{a,O_2} \cdot p_{O_2} + K_{a,H_2} \cdot p_{H_2}), \quad (12)$$

где A – адсорбция, моль/г; $K_{a,i}$ и p_i – соответственно константы Генри и парциальные давления водорода или кислорода.

Содержание кислорода в аргоне, использованном в экспериментах, не превышает $2 \cdot 10^{-3}$ об. % по ГОСТ 10157-79. Соответственно парциальное давление кислорода не превышает $2 \cdot 10^{-5}$ атм. Ввиду значительной разницы величин минимального парциального давления водорода, создаваемого в эксперименте ($7.4 \cdot 10^{-5}$ атм.), и парциального давления кислорода полагаем адсорбцию кислорода и, соответственно, его влияние на ЭДС датчика пренебрежимо малыми в сравнении с таковыми для водорода. Таким образом, в рамках рассматриваемой модели зависимость ЭДС датчика от парциального давления водорода описывается соотношением (9). Применительно к условиям проведения эксперимента при использовании справочных данных [4] эту зависимость для датчиков 1 и 2 можно представить как (значение ЭДС – в милливольтах)

$$E_{H_2}^{1,2} = 0.53 + 0.0346 \cdot \ln(p_{H_2}). \quad (13)$$

Для датчика 3 эта зависимость имеет вид

$$E_{H_2}^3 = 0.05 + 0.0346 \cdot \ln(p_{H_2}). \quad (14)$$

Поскольку в данной работе один из испытуемых датчиков включает в себя никелевый измерительный электрод вместо традиционного платинового, представляется верным определить значение парциального давления водорода в газовой смеси, выше которого не будет происходить окисление никеля парами воды по реакции



Значение свободной энергии Гиббса этой реакции определяется как

$$\Delta G_{12} = \Delta G_{NiO}^0 - \Delta G_{H_2O}^0 + RT \cdot \ln(p_{H_2} / p_{H_2O}). \quad (16)$$

Применительно к условиям проведения эксперимента из соотношения $\Delta G_{12} = 0$ находим $p_{H_2} = 0.0003$ атм. При более низких значениях парциального давления водорода будет происходить окисление поверхности никелевого контакта, что теоретически может привести к изменениям характеристик датчика.

ПРОВЕДЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТА

Изучение зависимости ЭДС датчиков от парциального давления водорода в газовой смеси проводили на установке, схема которой приведена на рис. 2.

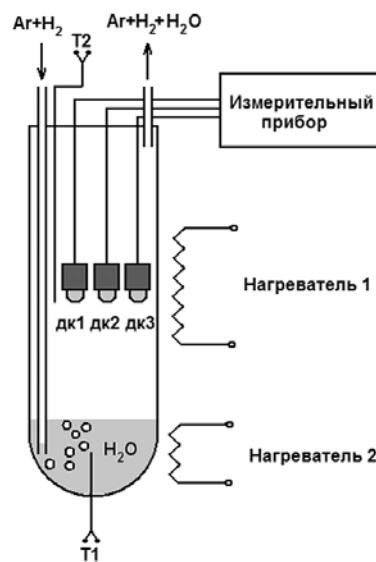


Рис. 2. Схема экспериментальной установки: T1, T2 – термопары; dk1, dk2, dk3 – датчики кислорода

Датчики располагались в верхней обогреваемой части кварцевого сосуда, температура газа в зоне расположения датчиков составляла 530°C . В нижней охлаждаемой части кварцевого сосуда находилась дистиллированная вода при температуре $35 \pm 2^\circ\text{C}$. Газы – технические аргон и водород – подавались из баллонов с заданным расходом, смешивались и поступали по капилляру в воду, где происходило насыщение аргоново-водородной смеси водяным паром. Получающаяся газовая смесь проходила через зону расположения датчиков и непрерывно выводилась из кварцевого сосуда. Значение ЭДС датчиков регистрировалось с помощью электронного потенциометра.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТОВ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

На рисунках 3 – 5 представлены теоретическая зависимость ЭДС от $\ln(p_{H_2})$ и практические зависимости для датчиков 1, 2 и 3 соответственно.

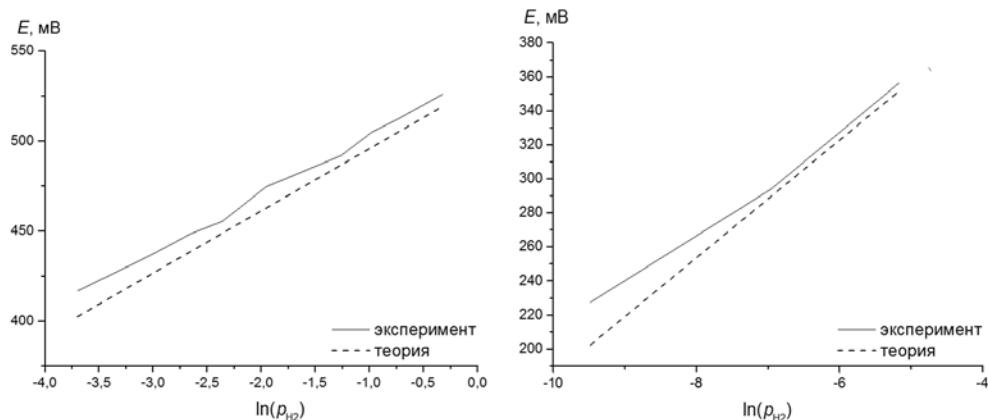


Рис. 3. Теоретическая и экспериментальная зависимости ЭДС датчика 1 от $\ln(p_{\text{H}_2})$

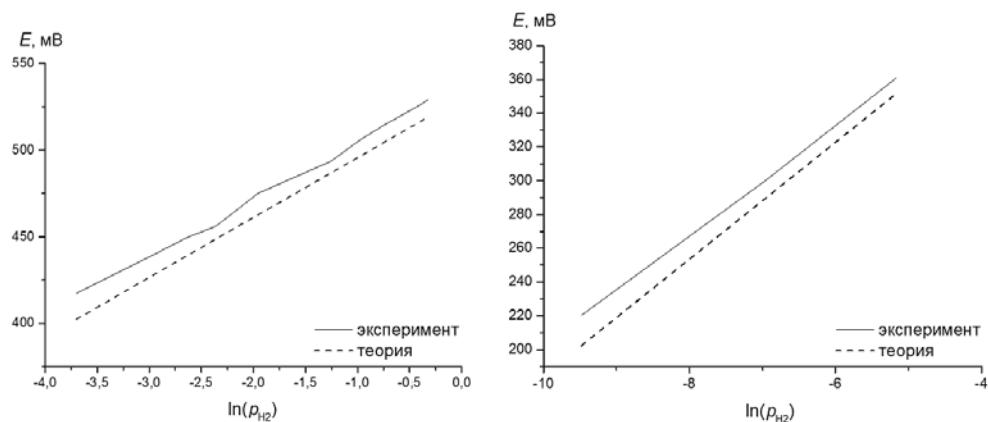


Рис. 4. Теоретическая и экспериментальная зависимости ЭДС датчика 2 от $\ln(p_{\text{H}_2})$

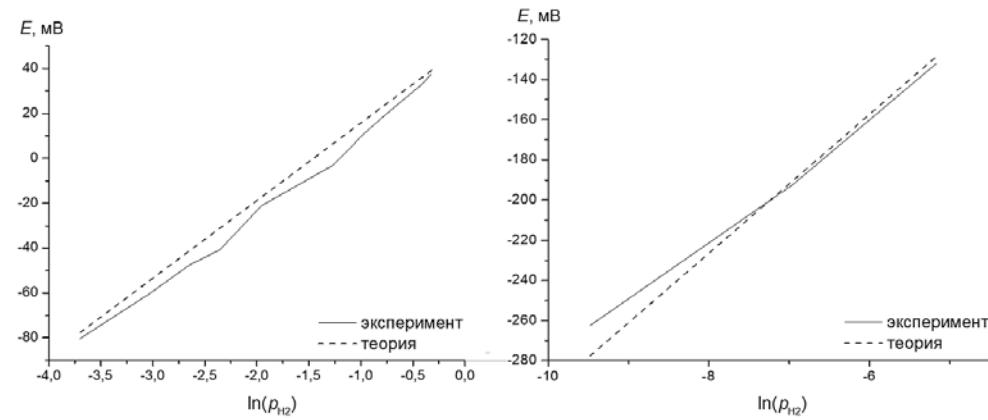


Рис. 5. Теоретическая и экспериментальная зависимости ЭДС датчика 3 от $\ln(p_{\text{H}_2})$

Экспериментальные зависимости, полученные для всех трех датчиков, близки к линейным и хорошо согласуются с теоретическими. Таким образом, в данном эксперименте не выявлено значительного влияния материала измерительного электрода на ЭДС датчика. Можно отметить только, что наиболее близка к линейной экспериментальная зависимость ЭДС от $\ln(p_{\text{H}_2})$ для датчика с никелевым измерительным электродом. Максимальная разность давлений водорода, определенных по экспериментальной зависимости и по ее линейной аппроксимации (при

одинаковом значении ЭДС), составляет ~10 %. Необходимо отметить, что датчик кислорода, аналогичный по конструкции датчику 1, успешно опробован в качестве устройства контроля процесса водородной очистки теплоносителя Pb-Bi стенда ТТ-2М ГНЦ РФ-ФЭИ (рис. 6).

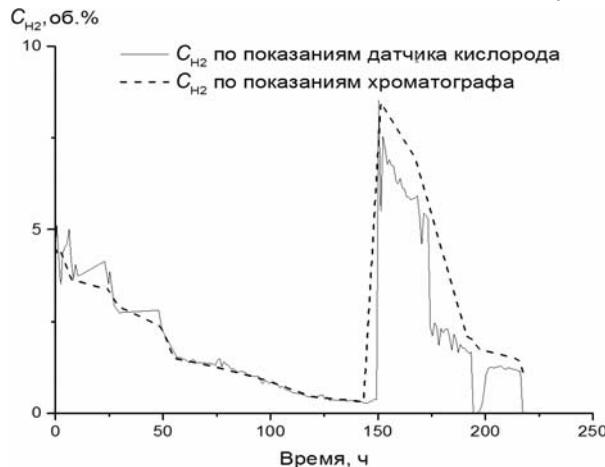


Рис. 6. Изменение концентрации водорода в газовом контуре стенда ТТ-3М, рассчитанной по показаниям датчика кислорода и определенной по показаниям хроматографа

Концентрация водорода была рассчитана с учетом показаний датчика, влагомера и величины общего давления в газовом контуре стенда:

$$C_{H_2, \text{ о.б.}} = (p_{H_2} / p) \cdot 100, \quad (17)$$

где p – общее давление в газовом контуре стенда ($p = 1.1\text{--}1.71$ атм.).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассмотрена теоретическая модель, описывающая зависимость ЭДС твердоэлектролитного датчика активности кислорода от парциального давления водорода в смеси «аргон-водород-водяной пар». Теоретическая зависимость ЭДС датчика от величины парциального давления водорода хорошо согласуется с практической в случае всех трех исследованных датчиков. При этом она наиболее близка к линейной для датчика с никелевым измерительным электродом. Датчик с электродом сравнения на основе висмута, железа и оксида железа Fe_3O_4 характеризуется наименьшим значением ЭДС и, как следствие, наименьшим расходом материала электрода сравнения (поскольку ток через этот датчик также имеет наименьшее значение). Для контроля процесса водородной очистки наиболее оптимальным представляется датчик с никелевым измерительным электродом и электродом сравнения на основе висмута и смеси железо-оксид железа Fe_3O_4 .

Исследования проводятся при поддержке Министерства науки и образования Российской Федерации (ГК № 16.526.12.6008).

Литература

1. Гулевский В.А., Орлов Ю.И., Ефанов А.Д. и др. Гидродинамические, физико-химические и технологические аспекты использования жидкких металлов в ЯЭУ//Вопросы атомной науки и техники, 2008. № 4. С. 15-33.
2. Стороженко А.Н., Чернов М.Е., Шелеметьев В.М. и др. Физические принципы, управляющие поведением твердоэлектролитного сенсора кислорода в присутствии водорода. // Труды регионального конкурса научных проектов в области естественных наук. Вып. 13. Калуга: АНО КНЦ, 2008. С. 346-350.
3. Fleming W.J. Physical principles governing nonideal behavior of the zirconia oxygen sensor. J. Electrochemical soc.: electrochemical science and technology. Vol. 124, № 1. Pp. 21-28 (1977).
4. Куликов Н.С. Термодинамика оксидов. – М.: Металлургия, 1986.

Поступила в редакцию 08.05.2013

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ТЕМПЕРАТУРНОГО РЕЖИМА НА РАБОТОСПОСОБНОСТЬ КОНДУКТОМЕТРИЧЕСКОГО ЧУВСТВИТЕЛЬНОГО ЭЛЕМЕНТА ДАТЧИКА ВОДОРОДА НА ОСНОВЕ СПЛАВА ПАЛЛАДИЙ-СЕРЕБРО

А.Н. Скоморохов, В.М. Шелеметьев, Р.Ш. Асхадуллин,

А.Н. Стороженко, С.Н. Скоморохова, И.В. Ситников

ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Исследовано влияние температуры на время отклика и величину изменения электрического сопротивления чувствительного элемента кондуктометрического датчика водорода на основе сплава Pd-Ag 20% масс. в диапазоне температур от 180 до 310°C. Установлена функциональная зависимость изменения электрического сопротивления чувствительного элемента от концентрации водорода в газовой среде при различных температурах.

Ключевые слова: чувствительный элемент, кондуктометрический датчик водорода, ядерная энергетическая установка, тяжелый жидкometаллический теплоноситель, система контроля содержания водорода

Key words: sensor, conductometric hydrogen detector, nuclear power plant, liquid heavy-metal coolant, system control of hydrogen content

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в Российской Федерации разрабатываются новые ядерные энергетические установки (ЯЭУ), в которых в качестве теплоносителей используются различные жидкие металлы и сплавы – натрий в реакторах БН-800 и БН-1200, тяжелые жидкometаллические теплоносители (ТЖМТ) на основе свинца в реакторах БРЕСТ ОД-300 и СВБР-100. Применительно к этим ЯЭУ разрабатываются средства контроля водорода в газовых средах. Для ЯЭУ с натриевым теплоносителем применение систем контроля водорода связано с решением проблемы безопасности при появлении течи парогенератора. Для ЯЭУ с тяжелым жидкometаллическим теплоносителем необходимость контроля водорода связана не только с возможными течами парогенераторов, но и с проведением технологических мероприятий по очистке теплоносителя первого контура с использованием водорода. В зависимости от вида теплоносителя ЯЭУ к системам контроля водорода могут предъявляться различные требования по чувствительности и быстродействию. Например, для систем контроля водорода в ЯЭУ с натриевым теплоносителем наиболее важным параметром яв-

© А.Н. Скоморохов, В.М. Шелеметьев, Р.Ш. Асхадуллин, А.Н. Стороженко,
С.Н. Скоморохова, И.В. Ситников, 2013

ляется быстродействие, а в ЯЭУ с ТЖМТ – чувствительность.

В ГНЦ РФ-ФЭИ проводятся исследования по применению чувствительных элементов селективных по водороду, изготовленных из палладия и палладиевых сплавов, принцип действия которых основан на свойстве палладия при высоких температурах обратимо поглощать водород из окружающей газовой среды и изменять при этом свое электрическое сопротивление [1–6]. Поглощение водорода палладием или его сплавами является сложным процессом с возможностью образования α - и β -фаз твердого раствора с гранецентрированной кубической кристаллической структурой, различающихся периодами кристаллической решетки. Образование двух фаз при растворении водорода в палладии значительно снижает такие эксплуатационные характеристики как время отклика и долговечность.

Легирование палладия элементами первой группы оказывает значительное влияние на свойства системы. Так при легировании палладия серебром склонность его к образованию β -фазы уменьшается, при этом уменьшается и растворимость водорода в металле.

Согласно результатам исследований [7, 8] сплав Pd-Ag с содержанием серебра до 40% масс. при взаимодействии с водородом при нормальном давлении не образует β -фазу. Изменение соотношения компонентов сплава Pd-Ag приводит к изменению поглощения водорода в широких пределах. С ростом температуры согласно работе [4] растворимость водорода уменьшается, что ведет, в свою очередь, к уменьшению изменения сопротивления, и соответственно, потере чувствительности. Коэффициенты диффузии водорода, наоборот, возрастают с ростом температуры, что приводит к уменьшению инерционности. Сплавы Pd-Ag с содержанием серебра 15 и 20% масс. являются наиболее оптимальными для измерения концентрации водорода от 0 до 100% об. Согласно [2] электросопротивление проволоки из сплава Pd-Ag(20) с увеличением содержания водорода в газовой атмосфере от 0 до 48% об. может возрастать практически линейно. По результатам исследований [4] электросопротивление проволоки Pd-Ag(20) при варьировании концентрации водорода в диапазоне от 0 до 100% для температуры 250°C изменяется согласно зависимости $\Delta R = k(C(H_2))^{1/2}$, где $C(H_2)$ – парциальное давление водорода в окружающем газе при нормальных условиях, k – коэффициент пропорциональности. Эти результаты явно противоречат результатам работы [2].

Ввиду недостатка и противоречивости существующих экспериментальных данных целью работы является исследование влияния температуры на эксплуатационные характеристики кондуктометрического чувствительного элемента датчика водорода на основе сплава Pd-Ag(20).

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ЧАСТЬ

Эксперименты проводились на испытательном стенде, схема которого изображена на рис. 1, позволяющем создавать в объеме нагревательной камеры регулируемую температуру в диапазоне 25 – 700°C и газовой среды с заданной концентрацией компонентов H₂ и Ar (или N₂).

На вход нагревательной камеры, в которой при определенной температуре находился датчик с рассматриваемым чувствительным элементом, подавалась газовая смесь Ar-H₂ с расходом 5–10 л/мин с определенным содержанием водорода. На чувствительный элемент в виде проволоки диаметром 0,15 мм из сплава Pd-Ag(20) с четырьмя приваренными электроконтактами подавался ток 20 мА от стабилизированного источника питания. Электросопротивление измерялось мультиметром «FLUKE». Температура чувствительного элемента в нагревательной камере поддерживалась с точностью 0,1°C при помощи регулятора температуры «ТЕРМОДАТ». Измерение сопротивления проводилось с точностью ±0,02 Ом.

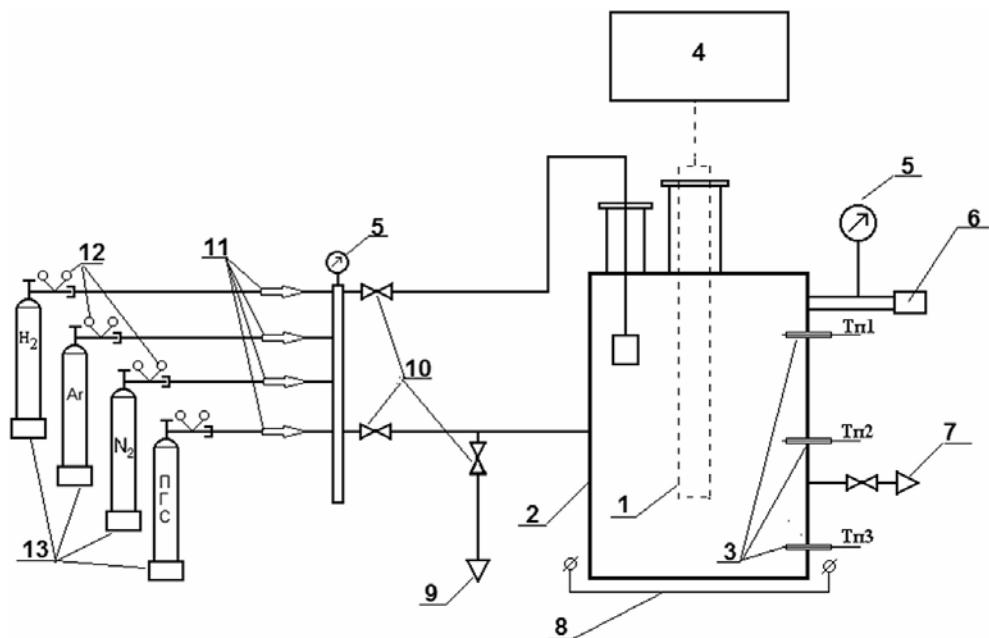


Рис. 1. Структурная схема испытательного стенда: 1 – датчик; 2 – рабочая емкость; 3 – термопреобразователи; 4 – измерительная система; 5 – мановакуумметры; 6 – предохранительный клапан; 7 – сброс в атмосферу; 8 – нагреватель; 9 – газовая линия к вакуумному насосу; 10 – вентили; 11 – расходомеры; 12 – газовый редуктор; 13 – баллоны с газом (водород, аргон, азот, поверочная газовая смесь)

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

Экспериментальные результаты изменения электросопротивления ΔR чувствительного элемента при температурах от 180 до 310°C в зависимости от концентрации водорода $C(H_2)$ показаны на рис. 2. Экспериментальные точки аппроксимировались методом наименьших квадратов для степенной функции $\Delta R = a(C(H_2))^b$. Шесть графиков, соответствующих шести значениям температуры, показывают результаты этой аппроксимации.

Для исследования зависимости чувствительности датчика от температуры анализировалась линейная функция вида $(\Delta R)^2 = k(C(H_2)) + c$, где k – пропорциональный чувствительности коэффициент (рис. 3).

Численные значения коэффициентов b и k , полученные при аппроксимациях ΔR и $(\Delta R)^2$ степенной и линейной функциями, представлены в табл. 1.

Из рис. 2 видно, что экспериментальные точки изменения сопротивления в зависимости от концентрации водорода $\Delta R(C(H_2))$ для всего диапазона температур достаточно хорошо описываются степенной зависимостью, причем при «низких» температурах степенная функция приближается к линейной. С ростом температуры от 180 до 310°C величина степенного коэффициента b падает от значения 0,75 до 0,44 (см. табл. 1). В температурном интервале от 250 до 300°C степенной коэффициент приближается к 1/2.

Таким образом, полученные экспериментальные данные снимают противоречия вида зависимости $\Delta R(C(H_2))$ для сплава Pd-Ag(20) по результатам работ [2] и [4], поскольку экспериментальные исследования в этих работах проводились в различных экспериментальных условиях.

Наиболее сильное изменение электросопротивления Pd-Ag(20) проволоки чувствительного элемента при взаимодействии с водородом происходит при самой низкой экспериментальной температуре ($T = 180^\circ\text{C}$). С увеличением температуры

изменение электросопротивления уменьшается, что характеризуется уменьшением углового коэффициента k линейной функции примерно в 15 раз от 1,05 при 180°C до 0,071 при 310°C. Представленная на рис. 3 аппроксимация $(\Delta R)^2(C(H_2))$ линейной функцией при температурах 180, 250 и 270°C наглядно показывает хорошее качество при 250 и 270°C и неудовлетворительное при 180°C.

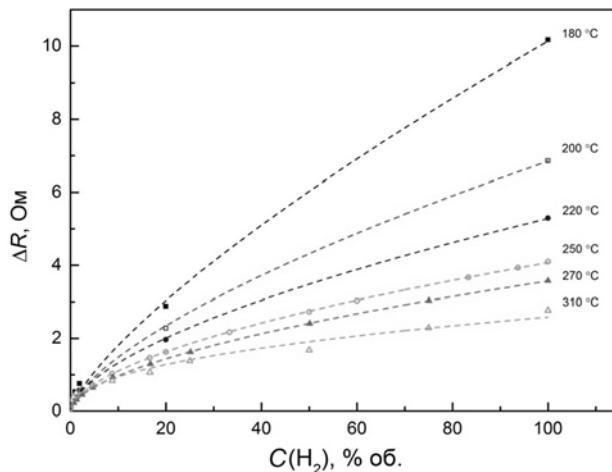


Рис. 2. Степенная аппроксимация изменения электросопротивления чувствительного элемента при различных температурах в зависимости от концентрации водорода в газовой смеси Ar-H₂

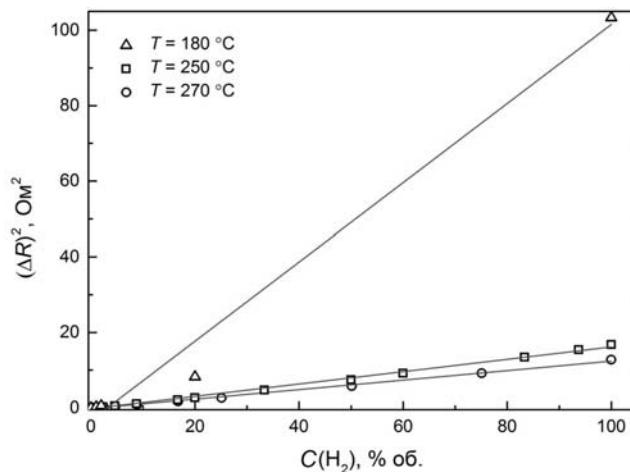


Рис. 3. Линейная аппроксимация квадрата изменения электросопротивления чувствительного элемента при 180, 250 и 270°C в зависимости от концентрации водорода в газовой смеси Ar-H₂

Для оценки инерционности чувствительного элемента для различных температур в реакционную емкость подавалась газовая смесь с содержанием водорода 1% об. и регистрировалось время достижения максимального изменения электросопротивления ΔR соответствующей данной концентрации водорода. Как видно из рис. 4, инерционность чувствительного элемента датчика сильно зависит от его рабочей температуры.

Уровень 90% ΔR от максимального при 160°C достигается примерно за семь минут, при 250°C – за две минуты, а при 310°C – за несколько секунд. Значение ΔR при подаче газовой смеси с содержанием H₂ 1% об. уменьшается примерно в два раза с 0,5 Ом при $T = 160^\circ\text{C}$ до ~0,25 Ом при $T = 310^\circ\text{C}$.

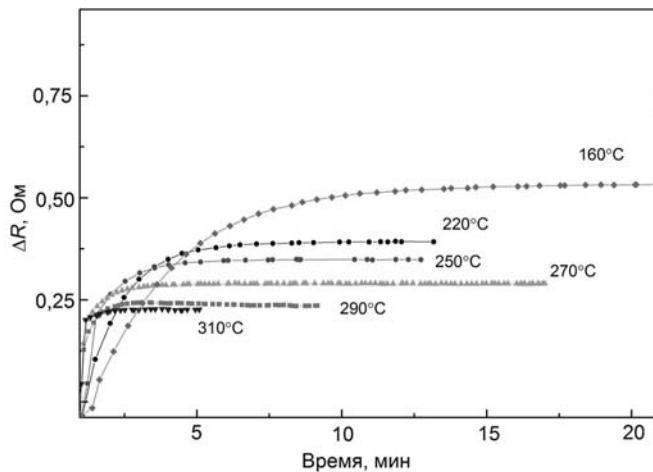


Рис. 4. Изменение сопротивления чувствительного элемента от времени в газовой смеси Ar-H₂ с содержанием водорода 1% об. при различных температурах

Таблица 1

Результаты аппроксимации ΔR и $(\Delta R)^2$ степенной и линейной функциями

№	Температура, °C	Показатель степени b , полученный при аппроксимации ΔR степенной функцией	Коэффициент k , полученный при аппроксимации $(\Delta R)^2$ линейной функцией
1	180	$0,75 \pm 0,05$	$1,05 \pm 0,07$
2	200	$0,67 \pm 0,02$	$0,48 \pm 0,02$
3	220	$0,60 \pm 0,01$	$0,28 \pm 0,01$
4	250	$0,57 \pm 0,01$	$0,164 \pm 0,002$
5	270	$0,56 \pm 0,01$	$0,126 \pm 0,002$
6	310	$0,44 \pm 0,03$	$0,071 \pm 0,003$

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенные исследования показали, что температура существенно влияет на время отклика и величину изменения сопротивления чувствительного элемента кондуктометрического датчика водорода на основе сплава Pd-Ag(20). Установлено, что зависимость ΔR от концентрации H₂ наилучшим образом аппроксимируется степенной функцией во всем диапазоне концентрации водорода (0–100% об.). Степенной коэффициент b монотонно уменьшается с ростом температуры. Повышение рабочей температуры чувствительного элемента кондуктометрического датчика водорода из сплава Pd-Ag(20) приводит к повышению быстродействия и уменьшению чувствительности. Полученные экспериментальные данные свидетельствуют о возможности использования датчиков такого типа в разрабатываемых ЯЭУ нового поколения.

Работа выполнена при поддержке Министерства науки и образования Российской Федерации (ГК № 16.526.12.6008)

Литература

1. Кочеткова Е.А., Карабаш А.Г. Кондуктометрический анализатор водорода в газах // Заводская лаборатория. 1969. Т. XXXV. №8. С.1004-1005.
2. Кочеткова Е.А., Тихомиров А.В., Скоморохова С.Н., Линник Г.И. Электрокондуктометрический анализатор водорода в газах с чувствительным элементом палладий-серебро // Заводская лаборатория. 1979. Т. XLV. №7. С.599-602.
3. Кочеткова Е.А., Лешков В.В., Корнилов В.П., Калякин С.Г., Дробышев А.В., Скоморохова С.Н., Богданов С.В. Электрокондуктометрические газоанализаторы водорода: многолетний опыт эксплуатации // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2009. №3. С.22-28.
4. Богданов С.В. Разработка и экспериментальное обоснование оборудования системы контроля водородной безопасности АЭС: диссертация на соискание степени кандидата технических наук, ГНЦ РФ - ФЭИ, г. Обнинск 2009. 154 с.
5. Кочеткова Е.А., Лешков В.В., Скоморохова С.Н., Линник Г.И., Кудинов А.С. Анализатор водорода в газовых смесях: патент на полезную модель №17987, приоритет от 30.01.2001.
6. Кочеткова Е.А., Лешков В.В., Корнилов В.П. Газоанализатор водорода: патент на изобретение РФ №224275, приоритет от 08.07.2003.
7. Родина А.А., Гуревич М.А., Строева В.А., Дороничева Н.И. Исследование изменения свойств палладия и некоторых его сплавов при взаимодействии с водородом// Журнал физической химии. 1966. Т. XL, №9. С.2046-2052.
8. Родина А.А., Гуревич М.А., Дороничева Н.И. Взаимодействие водорода со сплавом Pd 40 (масс)% Ag // Журнал физической химии. 1967. Т. XLI. №9. С.2382-2383.

Поступила в редакцию 14.05.2013

МЕТОДИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ СТРУКТУРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ТВЭЛОВ С НАТРИЕВЫМ ОХЛАЖДЕНИЕМ

Е.А. Кинев, В.А. Цыгвинцев, А.В. Барыбин

ОАО «Институт реакторных материалов», г. Заречный



Рассматривается специфика дефектов твэлов с разрывом оболочки и газовой негерметичностью. Первый род дефектов сложно идентифицировать по признаку «первичный - вторичный». Другой вид труден для локализации. Для надежной оценки повреждений требуется комплекс исследований, включая результаты моделирования дефектов. Данные иллюстрируют наущную необходимость безводной технологии подготовки дефектных твэлов к послереакторным исследованиям.

Ключевые слова: твэл, оболочка, дефект, разрыв, плавление, структура, дефектоскопия, натрий, цезий, уранат.

Key words: pin, cladding, defect, rupture, melting, structure, defectoscopy, sodium, caesium, uranate.

ВВЕДЕНИЕ

Единичные случаи досрочной разгерметизации твэлов неизменно связаны с наличием дефектов производственного происхождения [1]. В ряде случаев возможно влияние мигрирующих продуктов деления [2]. Обнаружение и анализ дефектов является важной задачей послереакторных исследований. Однако операция отмычки негерметичных ТВС от натрия и длительный период послереакторного охлаждения могут вносить существенные изменения в структуру топлива и искажать истинную форму крупных дефектов оболочек. Микроскопические дефекты оболочек негерметичных по газу твэлов не критичны к условиям отмычки, но поиск их местоположения является сложной процедурой.

Традиционная оптическая металлография не позволяет получать полное представление о характере и причинах возникновения дефектов. Требуются сопровождающие исследования методами дефектоскопии (капиллярной, электропотенциометрических измерений, пневмогидравлической опрессовки и др.), гамма-сканирования, фрактографии, рентгенографии. Для адекватной интерпретации данных металлографии актуальны структурные исследования модельных дефектов тонкостенных оболочек.

СПЕЦИФИКА СТРУКТУРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

На рисунке 1а представлено два характерных вида разрыва оболочки твэла, отличающихся степенью раскрытия. Визуальный поиск дефектов такого рода не вызывает сложностей ввиду их значительных размеров в осевом направлении. Профилометрией наружного диаметра оболочки также отражается степень раскрытия и локальное ме-

© Е.А. Кинев, В.А. Цыгвинцев, А.В. Барыбин, 2013

торасположение дефектов.

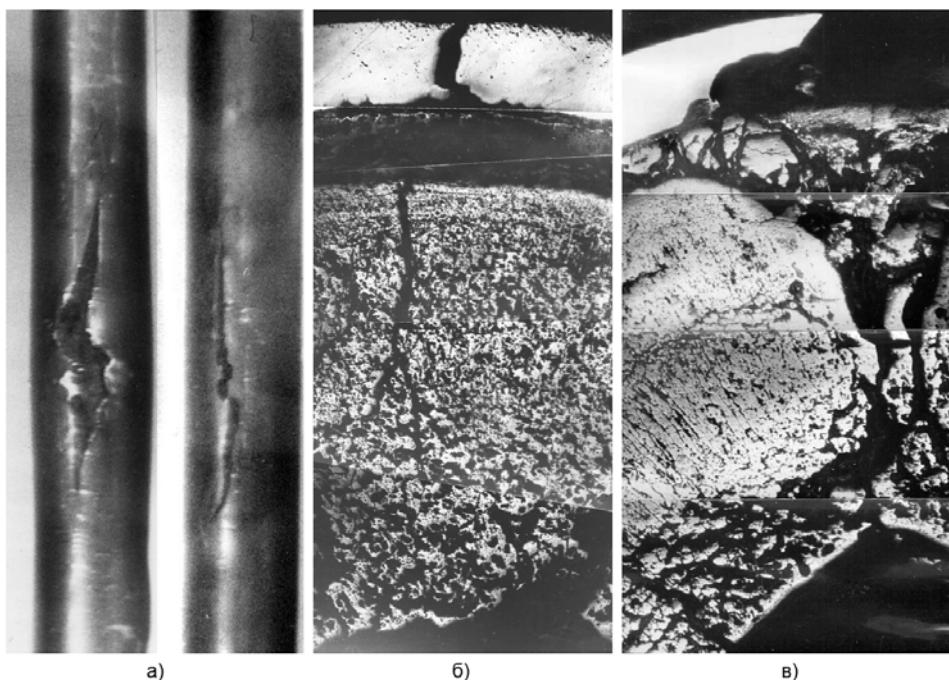


Рис. 1. Состояние оболочки и топливного сердечника дефектных твэлов: а) – продольный разрыв с раскрытием и без раскрытия; б) – сечение с механическим разрывом; в) – сечение с дефектом плавления

Структурные состояния топлива и оболочки в поперечных сечениях вышеуказанных дефектов могут существенно различаться. Первый вид разрыва оболочки типичен для условий кратковременных механических испытаний. Деформация металла в зоне разрыва происходит с образованием шейки, а разрушение – путем отрыва или среза (рис. 1б). Второй вид разрыва имеет внутреннюю лунку в оболочке, характерную для оплавления (рис. 1в). Главной особенностью сечений с разрывом механического типа является наличие широкого остаточного зазора, пустого на момент исследования или заполненного уранатными фазами. Разрыв оболочки является следствием превышения предела прочности стали под действием внутреннего давления. Наличие пустого зазора отвечает случаю натриевого заполнения. При операциях отмычки и технологической разделки твэлов для исследований натрий (гидроксид натрия) взаимодействует с водой и вымывается из зазора. Уранатные фазы на основе осколочного цезия и натрия менее подвержены вымыванию.

Натриевый подслой внутри твэла образуется после возникновения в оболочке первичной сквозной трещины. Сценарий его взаимодействия с топливом зависит от многих факторов. При пассивном контакте во время облучения натрий увеличивает теплопроводность зазора и снижает температуру сердечника. При этом зона столбчатых зерен в оксидном топливе не образуется (рис. 1б). Бурное взаимодействие натрия, воды и топлива при отмыке сопровождается глубокой перестройкой сердечника с образованием радиальных каналов столбчатой структуры (рис. 1в). Местный перегрев топлива может сопровождаться его плавлением и стеканием в нижние сечения твэла; изнутри оболочки формируются условия для ее оплавления. Формальным признаком плавления оболочки является наличие внутренней лунки с прилегающими металлическими корольками.

Парадоксальным является существенная сложность идентификации методом оптической металлографии крупных сквозных дефектов оболочки по признаку «первичный–вторичный». Причинами являются маскирующий фактор воздействия продуктов реак-

ции «натрий-вода» и консервативный уровень структурных изменений материала оболочки в области разрыва. Действие реакции «натрий-вода» создает очаг высоких механических напряжений, в результате которого оболочка в области дефекта пластически деформируется, с течением времени отмечается постепенное раскрытие трещин. При бурном окислении натрия может возникать ансамбль вторичных трещин.

Типичная толщина оболочки составляет 0,4 мм, а снаружи она омывается натрием (при эксплуатации), паром (при отмыке) или водой (при хранении). В этом случае даже при высокотемпературном плавлении оболочки градиент температуры по ее толщине не в состоянии вызвать существенные структурные изменения, в частности, отсутствуют зона термического влияния и рост зерна.

При наличии исходной холодной деформации оболочек из аустенитных сталей и дополнительном влиянии радиационного упрочнения наклеп материала оболочки вблизи трещин незначителен, изменения микротвердости стали около дефекта и вдали от него не превышают погрешность измерения, деформация зерна малозаметна.

С целью обнаружения первичного дефекта оболочки в ансамбле трещин и установления причин, ответственных за его возникновение, в ОАО «ИРМ» используется комплекс дополнительных мер и исследовательских методик.

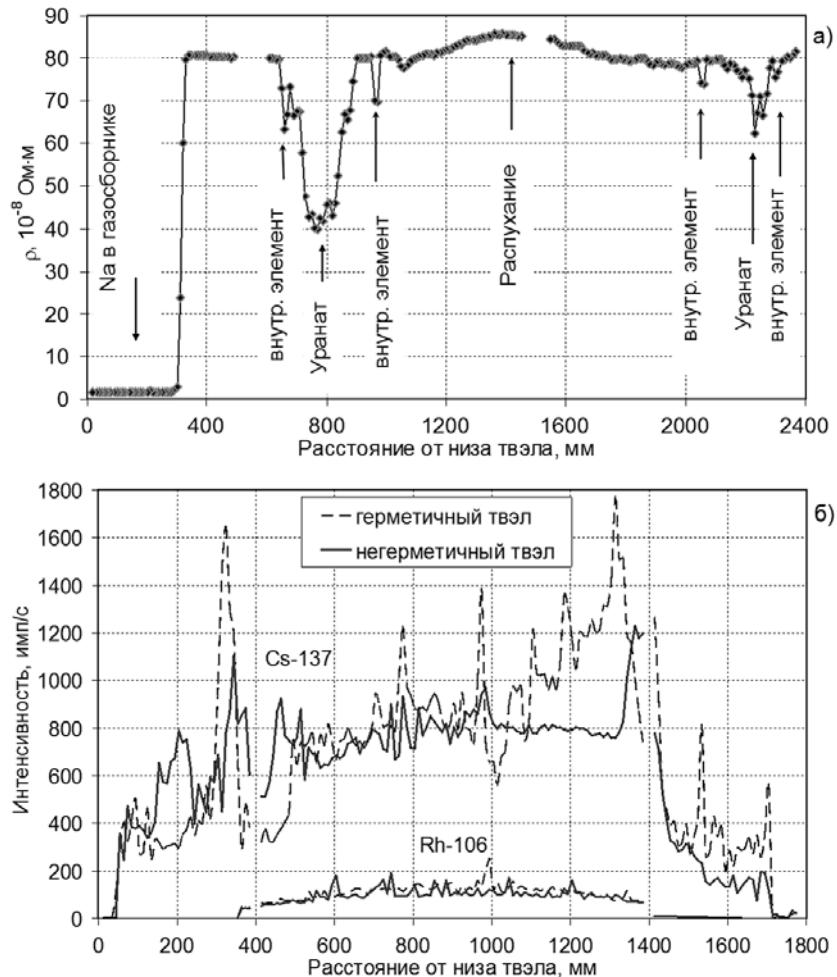


Рис. 2. Данные сопровождающих методов исследования негерметичных твэлов: а) – резистограмма; б) – спектры гамма-излучающих продуктов

Сопровождающие методики предназначены для локализации дефектных участков и

интерпретации результатов структурных исследований. Измерение электросопротивления оболочки установкой электропотенциального контроля регистрирует сквозные дефекты диаметром более 0,5 мм, фиксирует эпицентры залегания уранатов и внутритвэльной коррозии, наличие натрия в газосборнике, внутренние конструкционные элементы (рис. 2а). Гамма-сканирование дает картину осевого перераспределения мигрирующих и тугоплавких продуктов деления (рис. 2б). Пневмогидравлическая опрессовка гелием давлением 0,1–1,0 МПа выявляет дефекты типа «газовая течь» в сварных соединениях концевых деталей и зонах приварки дистанционирующей проволоки при локальной язвенной коррозии. Фрактография поверхности дефектов позволяет разделить зоны эксплуатационного разрушения и дорыва за счет разделения участков хрупкого и пластичного разрушения оболочек. Рентгенография контролирует фазовый состав, уровень микроискажений, параметр кристаллической решетки и стехиометрию топлива. Без комплекса исследований шансы регистрации «газовой течи» маловероятны, а выявление первичного дефекта в ансамбле трещин просто невозможно.

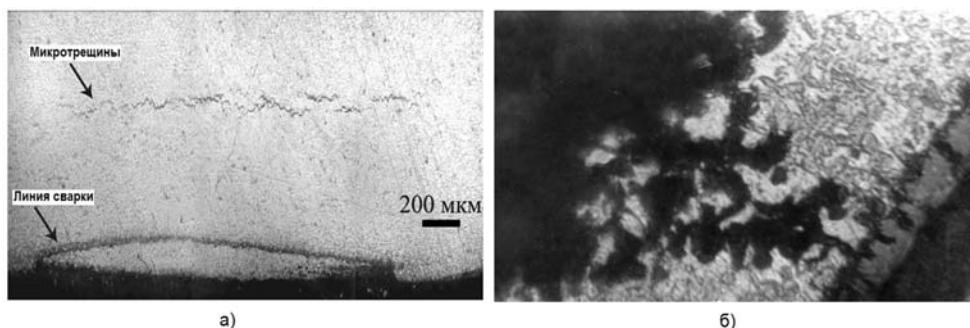


Рис. 3. Дефекты типа «газовая течь» в зоне контактной сварки дистанционирующей проволоки (а) и наружной язвенной коррозии оболочки из стали ЭП-450 (б)

На рисунке За приведен вид дефекта «газовая течь» в зоне контактной сварки дистанционирующей проволоки. Разветвленность микротрецин с раскрытием не более 0,5 мкм создает высокую сложность их выявления даже методом гелиевой опрессовки. Только послойная металлография зоны сварки с шагом сошлифовки металла на глубину 0,2–0,4 мм позволяет с большой вероятностью судить о наличии сквозного микроканала сквозь оболочку.

Другим примером успешного использования методик опрессовки и послойной металлографии является исследование оболочек из ферритно-мартенситной стали после длительного хранения в бассейне выдержки. Визуально на поверхности твэла наблюдались множественные точки язвенной коррозии, но сквозная течь диаметром ~1 мкм (рис. 3б) была локализована только в месте образования и медленного роста воздушного пузырька в ампуле пневмогидравлического стенда.

В конструкции твэла предусматривается свободная миграция газообразных продуктов деления в газосборник. В этом аспекте актуально отсутствие зон высокого газового сопротивления, обусловленных закупоркой центрального канала или зазора «топливо-оболочка». Соответственно, структурным исследованиям должны предшествовать гамма-сканирование и пневмогидравлическая опрессовка. Спектры осевого распределения цезия и рутения (рис. 2б) регистрируют зоны их аномальной концентрации, а металлография дает наглядное представление о реальной структуре сердечника (рис. 4а).

Наиболее сложным является анализ дефектного твэла, под оболочкой которого скопился натрий, а послереакторная стадия не исключала контакт твэла с водой или водноспиртовым раствором. Гидрооксид натрия и уранат натрия – это основные фазы с большим удельным объемом, ответственные за механическую деформацию негерметич-

ной оболочки. При температурах ниже 500 °С вероятно образование Na_2O [3]. Уранат цезия способен деформировать даже герметичный твэл [2].

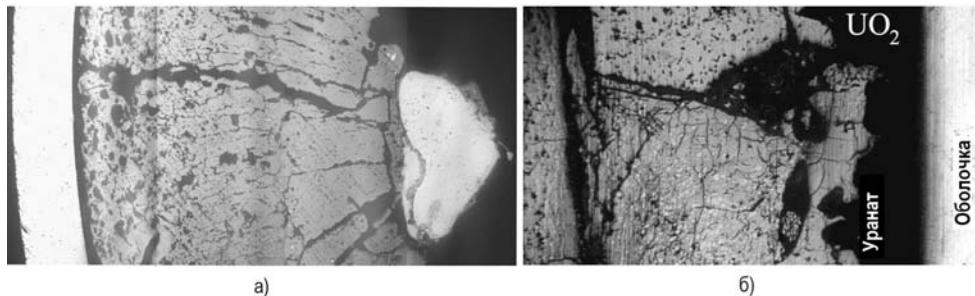


Рис. 4. Аномальная концентрация продуктов деления: а) – королек рутения в центральной полости; б) – уранатные фазы в технологическом зазоре «топливо-оболочка»

Структурное разделение уранатных фаз на основе цезия и натрия представляет сложную методическую задачу. Обе фазы имеют низкую пористость и крупнозернистую фрагментацию, располагаются в узком зазоре под оболочкой, имеют переходные зоны взаимодействия с характерными пятнистыми включениями оксидного топлива (см. продольный шлиф на рис. 4б). Визуальное наблюдение уранатов возможно только в полированном состоянии; при травлении кислотными реактивами они чернеют. Расположенная непосредственно под разрывом оболочки фаза (вероятно, уранат натрия) имеет микротвердость в интервале 1200–3000 МПа (рис. 1в). Вдали разрушения, в частности вверху активной части сердечника, микротвердость ураната (вероятно, соединение цезия) составляет 3000–4000 МПа (рис. 4б).

Рентгенография соединений уранатов трудоемка ввиду их низкой отражательной способности, высокого радиационного фона образцов, малого объемного количества. Опыт исследований в этом направлении связан со специальными методами подготовки шлифов. Снижение радиационного фона достигается уменьшением образцов до размеров, предотвращающих выкрашивание топлива и уранатов. Увеличение площади съемки достигается продольной фиксацией образцов с последующей вышлифовкой на глубину залегания ураната по безводной технологии. Наиболее уникальным способом является ступенчатая фиксация образца, когда поверхности образца и фиксирующего компаунда находятся в разных плоскостях, что снижает фоновые пики компаунда в области малых углов отражения 10–20°.

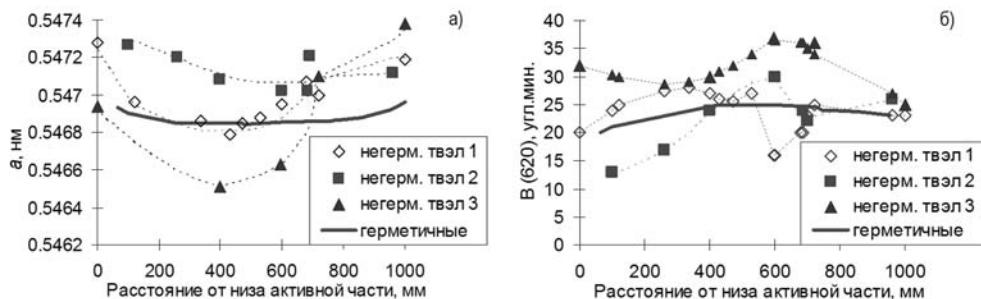


Рис. 5. Параметр кристаллической решетки (а) и полуширина рефлекса (622) (б) топливной композиции дефектных и герметичных твэлов

Параметр кристаллической решетки и полуширина рефлекса (622) (монитор микрискажений) топливной композиции негерметичных твэлов существенно отличаются от таковых в составе герметичных твэлов (рис. 5). Но несмотря на достаточно полные представления о влиянии структуры, стехиометрии топлива и продуктов деления, радиационных повреждений и срока охлаждения на рентгеноструктурные характеристики, анализ их аномального поведения в дефектных твэлах является сложнейшей аналитической задачей. Главным требованием для ее решения является, во-первых, наличие полной информации по исходному состоянию топлива, во-вторых, принятие мер, пре-

дотвращающих внутритвэльную реакцию «натрий-вода».

ИССЛЕДОВАНИЕ МОДЕЛЬНЫХ ДЕФЕКТОВ

Для интерпретации структурных особенностей реальных дефектов выполнен комплекс исследований модельных дефектов тонкостенных оболочек после одноосного растяжения колец, внутреннего давления твердым заполнителем (ВДТЗ) и электрографировки. Условия испытаний были типичны для активной зоны быстрого реактора и даны в табл. 1. Образцы предварительно отжигались при $T = 500$ °C. Электрографировка выполнялась на горячей подложке при 400 °C. Измерения микротвердости (H_v) проводили на шлифах образцов. Дефект электрографировки дополнительно анализировали после вторичного отжига при 500 °C.

Таблица 1
Характеристики испытанных образцов (сталь ЧС-68хд, труба 6,9×0,4 мм)

Метод испытания	Исходные данные образца	Микротвердость, МПа*	Толщина оболочки, мм*	Общее удлинение, %	Форма зоны дефекта
Одноосное растяжение	$T_{\text{отж}} = 500$ °C $t_{\text{отж}} = 30$ мин $H_v = 3100$ МПа $T_{\text{исп}} = 500$ °C	3700/3100	0,39/0,40	1,5	Срез под 45°. Деформация зерен на удалении до 50 мкм.
ВДТЗ	Без отжига $H_v = 2900$ МПа $T_{\text{исп}} = 400$ °C	3700/3700	0,36/0,36	26	Срез под 45°. Деформация зерен на удалении до 20 мкм.
Электрографировка	$T_{\text{отж}} = 500$ °C $t_{\text{отж}} = 30$ мин $H_v = 3100$ МПа	2500/3100 (6200 – для W)	0,30/0,40	нет	Лунка с наплавом вольфрама. Зона термического влияния до 500 мкм без роста зерна.
	Повторный отжиг после электрографировки	2500/3200 2900 ¹⁾ /2700 ²⁾			

* – значения числителя для зоны дефекта/значения знаменателя для удаленных зон;
1)/2) – значения под лункой в центре и снаружи оболочки соответственно

При испытаниях необлученной стали ВДТЗ деформация оболочки происходит равномерно по периметру, а при одноосном растяжении локализована в шейке разрыва (см. табл. 1). Разрушение типичное вязкое транскристаллитное срезом под углом 45° к оси растяжения.

Зерна металла вблизи разрыва одноосным растяжением деформируются в направлении усилия нагрузки на участке длиной менее 50 мкм (рис. 6а). Микротвердость в зоне деформации достигает 3700 МПа, а на удалении сохраняет исходное значение после первичного отжига. При ВДТЗ ширина зоны деформированного зерна не превышает 20 мкм, но наклеп металла – равномерный по всему периметру образца (табл. 1).

Структура оболочки в лунке электрографировки представлена на рис. 6б. Внутри дефекта присутствуют корольки вольфрамового электрода. Важным является отсутствие структурных признаков оплавления материала оболочки и зоны термического роста зерен. Перегрев удаётся зарегистрировать только фактом снижения микротвердости около дефекта (см. табл. 1), причем ширина зоны не превышает 400–500 мкм. Отжиг металла в зоне термического влияния происходит неоднородно, т.к. в центре оболочки под лункой микротвердость оказывается выше, чем снаружи. Дополнительный отжиг образца с лункой показывает тенденцию роста микротвердости в зоне термического влияния (см. табл. 1). Подобный эффект также наблюдался при сопоставлении исходной микротвердости материала оболочки с таковой

после первичного отжига при 500 °C.

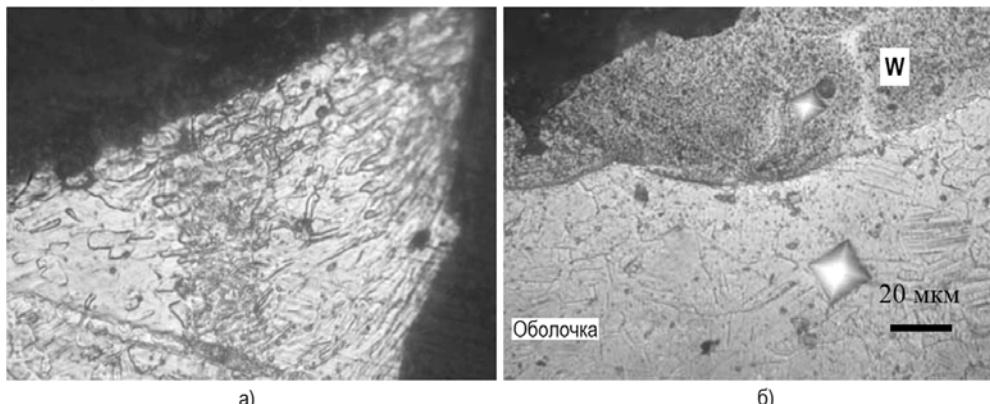


Рис. 6. Структура материала оболочки в шейке имитационного разрыва одноосным растяжением при температуре 500 °C (а) и лунке язвенной электрографии с отпечатками микротвердости (б)

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Специфика теплофизических условий эксплуатации, послереакторные операции отмыки натрия и длительного хранения создают значительные сложности интерпретации причинно-следственных структурных изменений материалов негерметичных твэлов быстрых реакторов. Кардинальным способом решения проблемы является технология послереакторной подготовки, исключающей вероятность внутривэльной реакции «натрий-вода». Это возможно реализовать, проводя удаление натрия с поверхности твэлов промывкой в чистом этаноле, последующим хранением твэлов в сухих герметичных пеналах, безводным охлаждением де-интегрирующего инструмента при разделке.

Без фактора косвенной механической деформации вероятность развития ансамбля вторичных повреждений твэлов снижается. Создаются условия для адекватной интерпретации структурных изменений, их взаимосвязи с первопричинами разгерметизации оболочек.

Исследования модельных дефектов тонкостенных оболочек наглядно демонстрируют консерватизм изменений структуры тонкостенного металла в случаях локальных термических и механических воздействий. Соответствующими аналогами могут считаться реальные дефекты эвтектического плавления при аномальном скоплении агрессивных продуктов деления в пустотах топливного сердечника и любые концентраторы напряжений оболочки.

Случай аномальной концентрации цезия с равномерным распределением по периметру, равномерное распускание топливного сердечника либо давление газовых продуктов деления аналогичны модельным испытаниям ВДТЗ. В данной схеме нагружения структура материала оболочек подвержена большим изменениям, а их анализ сопряжен с меньшими сложностями. Тем не менее, сопровождение структурных исследований комплексом вспомогательных методик для всех дефектных твэлов является обязательным.

Литература

1. Ошканов Н.Н., Баканов М.В., Мальцев В.В. и др. Основные результаты эксплуатации материалов в первых натриевых контурах установок БН-600 и БОР-60. / Сб. докл. III Международной научно-технической конференции «Развитие атомной энергетики на основе замкнутого топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах», г. Москва, 2009 г. – М.: Росэнергоатом. – 32 с.
2. Павлов С.В., Сухих А.В., Сагалов С.С. Влияние цезия на эксплуатационную надежность твэлов БН-реакторов с оксидным топливом. / Сб. докл. IX Российской конференции по реакторному материаловедению, г. Димитровград, 2009 г. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», С.330-334.
3. Mignanelli M.A., Potter P.E. An investigation of the reaction between sodium and hyperstoichiometric urania. / J. Nucl. Mater. V.114 (1983). Р. 168-180.

Поступила в редакцию 26.03.2013

АНАЛИЗ ПОДХОДОВ К МОДЕЛИРОВАНИЮ ПРОЦЕССОВ ФОРМИРОВАНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТЛОЖЕНИЙ НА СТЕНКАХ КОНТУРОВ БЫСТРЫХ НАТРИЕВЫХ РЕАКТОРОВ

А.С. Корсун, В.С. Харитонов, М.Ф. Филиппов
НИЯУ «МИФИ», г. Москва



Исследуется проблема моделирования процессов формирования радиоактивных отложений на стенках контуров быстрых натриевых реакторов. Рассмотрены модели, предназначенные для расчета формирования отложений радиоактивных и нерадиоактивных продуктов коррозии на стенках элементов контуров реакторной установки (РУ) типа БН. Предложен подход, предполагающий для учета влияния трехмерного характера течения на процессы массопереноса в некоторых участках контура циркуляции РУ типа БН совместно с одномерным описанием массопереноса использовать трехмерную модель, где процессы переноса представляются в приближении пористого тела.

Ключевые слова: моделирование процессов массопереноса, пористое тело, радиоактивные продукты коррозии.

Keywords: mass transfer modeling, porous media, radioactive corrosion products.

Одной из проблем эксплуатации энергетических реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем является накопление радиоактивных отложений на стенках элементов первого контура. Это явление приводит к

– ухудшению радиационной обстановки на АЭС во время проведения ремонтных работ в первом контуре;

– возникновению дополнительных дозовых затрат при ведении ремонтных работ.

Формирование отложений происходит в результате загрязнения теплоносителя радиоактивными примесями. Основными процессами, приводящими к появлению радиоактивных примесей в теплоносителе, являются

– выход продуктов деления из-под разгерметизированных оболочек твэлов;

– активация конструкционных материалов в активной зоне с последующей их коррозией, приводящая к образованию радиоактивных продуктов коррозии в натрии.

Анализ накопленного опыта эксплуатации реакторных установок с натриевым теплоносителем показал, что активность отложений продуктов коррозии определяется изотопами ^{54}Mn , ^{58}Co , ^{60}Co [1]. Накопление данных изотопов может вносить существенный вклад в активность технологических сред первого контура РУ (например, активность ^{54}Mn в контуре охлаждения реактора БН-350 достигала значения 2,6 ТБк [2]). Распре-

© А.С. Корсун, В.С. Харитонов, М.Ф. Филиппов, 2013

деление осажденных на стенках радиоактивных продуктов коррозии в контуре обладает рядом особенностей. Отмечено, что ^{54}Mn накапливается, в основном, в холодных частях контура, при этом влияние температуры и химического состава стенок на процесс накопления на них ^{54}Mn указывает на абсорбционный механизм отложения [3]. Изотопы Со в большей степени накапливались в горячих участках контура (согласно опыту эксплуатации БОР-60 и петлевым экспериментам [4]).

При наличии в активной зоне негерметичных твэлов, в которых имеет место прямой контакт топлива с теплоносителем, заметный вклад в накопление активности в технологических средах реакторной установки (РУ) вносят вышедшие из таких твэлов продукты деления (в частности, в первом контуре РУ БН-350 активность изотопа ^{137}Cs достигала значения 370 ТБк [5]).

Авторами [2] в ходе анализа имеющихся экспериментальных данных по эксплуатации холодных ловушек и дезактивации натриевых контуров продемонстрировано, что продукты деления присутствуют в натрии как в растворенном виде, так и в виде слаборастворимых примесей. Механизм формирования отложений на стенках также различен – наблюдалась как абсорбция некоторых изотопов конструкционной сталью, так и формирование осадка на поверхности стенок в результате осаждения твердых частиц.

Для количественной оценки процесса формирования радиоактивных отложений в контурах строящихся и проектируемых реакторных установок с натриевым теплоносителем с целью обоснования их радиационной безопасности становится актуальной задача разработки математической модели процессов накопления радиоактивных продуктов деления и коррозии на стенках элементов контуров.

В настоящее время накоплен значительный опыт в области математического моделирования процессов переноса и поведения радиоактивных продуктов коррозии в натриевых контурах. Разработана методика расчета процесса формирования отложений продуктов коррозии, которые формируются в зависимости от температуры теплоносителя, отношения омываемой поверхности к объему, скорости потока теплоносителя и других параметров первого контура [6]. В рамках данного подхода процесс массопереноса в натриевом контуре рассматривается как одномерный процесс переноса растворенных в натрии примесей (изотопов Mn и Со) жидкой фазой теплоносителя, абсорбируемых на стенках элементов первого контура, и описывается системой из двух дифференциальных уравнений:

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{\partial C_v}{\partial t} + w \cdot \frac{\partial C_v}{\partial z} = \frac{K_c \cdot S}{V} \cdot C_p - (K_o + \lambda) \cdot C_v , \\ \frac{\partial C_p}{\partial t} = \frac{K_o \cdot V}{S} \cdot C_v - (K_c + \lambda) \cdot C_p . \end{array} \right. \quad (1)$$

Здесь $C_v(z,t)$ – концентрация частиц в теплоносителе ($1/\text{см}^3$); $C_p(z,t)$ – поверхностная концентрация частиц в отложениях на стенке трубопровода ($1/\text{см}^2$); $K_o(z)$ – коэффициент осаждения на стенку трубопровода ($1/\text{с}$); $K_c(z)$ – коэффициент смытия с поверхности трубопровода ($1/\text{с}$); λ – постоянная радиоактивного распада ($1/\text{с}$); $w(z)$ – скорость потока теплоносителя ($\text{см}/\text{с}$); S и V – площадь омываемой поверхности (см^2) и объем теплоносителя (см^3) соответственно.

В модели (1) для вычисления скорости массообмена между теплоносителем и стенками контура используются коэффициенты массопереноса за счет диффузии через пограничный ламинарный слой и коэффициенты адсорбции и десорбции примеси на поверхности. Недостатком модели при этом можно считать отсутствие учета влияния характера обтекания стенок (поперечного или продольного) на величину коэффициента массопереноса в пристеночной области.

Следует также отметить подход к моделированию процессов переноса и поведения в натрии слаборастворимых нерадиоактивных продуктов коррозии (окислов Fe и Cr), описанный в работе [7]. В рамках данного подхода рассматривается перенос продуктов коррозии с учетом химического взаимодействия в системе натрий - конструкционный материал - примеси. Одномерная математическая модель [7] описывает массоперенос примесей системой уравнений следующего вида:

$$\begin{cases} \frac{df(m)}{d\tau} = \frac{1}{2} \int_0^m \beta(m-m') f(m-m') f(m') dm' - \int_0^\infty \beta(m,m') f(m) f(m') dm' + \\ + \frac{I1(m) + I2(m)}{m \cdot dm} - k_o(m) f(m) \frac{S}{V}, \\ \frac{dc_d^f}{d\tau} = \frac{4\beta_t(c_d^w - c_d^f)}{D_k} - \int_0^{m_x} 6\beta_p \cdot f(m) \cdot m \frac{c_d^f - c_s^f}{\rho_p l} dm, \end{cases} \quad (2)$$

где c_d^f – концентрация компонента n примеси ($\text{кг}/\text{м}^3$); c_s^f – концентрация насыщения раствора ($\text{кг}/\text{м}^3$); β_p – коэффициент массоотдачи от поверхности частиц ($\text{м}/\text{с}$); β_t – коэффициент массоотдачи от стенки канала ($\text{м}/\text{с}$); ρ_p и λ – плотность и размер частиц ($\text{кг}/\text{м}^3$ и м); m_x – масса наиболее крупной частицы (кг); $f(m)$ – плотность распределения частиц по массам ($1/(\text{м}^3 \text{ кг})$); $I1(m)$, $I2(m)$ – интенсивности объемного и эрозионного источников взвеси для частиц массой m ($\text{кг}/(\text{м}^3 \cdot \text{с})$); β – ядро кинетического уравнения ($\text{м}^3/\text{с}$); D_k – диаметр канала (м); c_d^w – концентрация примеси у стенки ($\text{кг}/\text{м}^3$); $k_o(m)$ – скорость осаждения частиц размера m ($\text{м}/\text{с}$).

В рамках данного подхода массоперенос продуктов коррозии рассматривается как совокупность процессов переноса дисперсной системы, состоящей из натрия с растворенными в нем продуктами коррозии и частицами, образовавшимися в результате кристаллизации продуктов коррозии из раствора, образования отложений продуктов коррозии на стенах в результате кристаллизации и осаждения дисперсной фазы. При этом параметры модели (2), относящиеся к описанию физико-химических процессов (скорость кристаллизации, плотность частиц и т.п.), определены только для случая переноса сложных оксидов железа и хрома.

Эта математическая модель была использована для расчета процесса массопереноса в первом контуре реакторной установки БН-600 слаборастворимых продуктов коррозии [7].

Анализ структуры уравнений и результатов модельных экспериментов выявил ряд существенных недостатков моделей с точки зрения рассмотрения процесса переноса летучих и нелетучих продуктов деления:

- используемые в них замыкающие соотношения для расчета скоростей массообмена между теплоносителем и стенками контура применимы только для некоторых типов продуктов коррозии;
- модели являются одномерными, что не позволяет учитывать влияние трехмерного характера течения теплоносителя в некоторых участках контура (примером такого участка является верхняя камера смешения БН-600) на процесс массопереноса.

В связи с тем, что формирование отложений изотопов продуктов деления происходит как сорбционным путем, так и в результате осаждения твердых частиц, система уравнений, описывающая процесс массопереноса продуктов деления, в общем случае будет включать в себя уравнения для всех k -тых растворимых и n -ных нерастворимых соединений изотопа l :

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{\partial C^{l,k}}{\partial t} + \operatorname{div}(\mathbf{u} \cdot C^{l,k}) = \operatorname{div}(D^{l,k} \cdot \operatorname{grad}(C^{l,k})) - \lambda^l \cdot C^{l,k}, \\ \frac{\partial C_p^{l,k}}{\partial t} = K_o^{l,k} \cdot C_w^{l,k} - K_c^{l,k} \cdot C_p^{l,k} - \lambda^l \cdot C_p^{l,k}, \\ \frac{\partial X_i^{l,n}}{\partial t} + \operatorname{div}(\mathbf{u} \cdot X_i^{l,n} - \mathbf{J}_i^{l,n} - X_i^{l,n} \cdot D_t \cdot \operatorname{grad}(q_{ui}) + \mathbf{V}_{gi} \cdot X_i^{l,n}) = H_p - \lambda^l \cdot X_i^{l,n} \\ \dots \end{array} \right. \quad (3)$$

с граничными условиями

$$\left\{ \begin{array}{l} -D^{l,k} \cdot \frac{\partial(C^{l,k})}{\partial n} \Big|_{\text{гран}} = K \cdot (C^{l,k} - C_w^{l,k}) = -K_o^{l,k} \cdot C_w^{l,k} + K_c^{l,k} \cdot C_p^{l,k}, \\ -D_i^{l,n} \cdot \frac{\partial(X_i^{l,n})}{\partial n} \Big|_{\text{гран}} = -\beta_i^{l,n} \cdot (X_i^{l,n})_w, \\ \dots \end{array} \right.$$

где $C^{l,k}$ – массовая концентрация примеси k в растворенном состоянии; $C_w^{l,k}$ – массовая концентрация растворенной примеси k у стенки; $C_p^{l,k}$ – поверхностная концентрация примеси k на стенке; $X_i^{l,n}$ – концентрация i -той фракции частиц примеси n ; $(X_i^{l,n})_w$ – концентрация i -той фракции частиц примеси n у стенки; $D^{l,k}$ – коэффициент диффузии примеси k в растворенном состоянии; $\beta_i^{l,n}$ – скорость осаждения i -той фракции частиц примеси l ; $D_i^{l,n}$ – коэффициент диффузии частиц i -той фракции примеси n ; $K_o^{l,k}$ – скорость абсорбции примеси k ; $K_c^{l,k}$ – скорость десорбции примеси k ; $\mathbf{J}_i^{l,n}$ – вектор диффузии частиц i -той фракции; D_t – коэффициент диффузии безынерционных частиц; q_{ui} – коэффициент турбулентной миграции; \mathbf{V}_{gi} – скорость гравитационного осаждения частиц i -той фракции; H_p – источник, описывающий кинетические процессы (коагуляцию); λ^l – постоянная распада изотопа l .

Для замыкания данной системы уравнений необходимо для каждого типа из рассматриваемых продуктов деления и коррозии разработать методику определения коэффициентов массообмена (абсорбции, десорбции, скорости осаждения частиц) и расчета источника, описывающего кинетические процессы.

Для учета влияния трехмерного характера течения на процессы массопереноса в некоторых участках контура циркуляции реакторной установки типа БН предлагается совместно с одномерным описанием массопереноса использовать трехмерную модель, в которой рассмотрение процессов переноса осуществляется в приближении пористого тела. В рамках такого подхода процесс переноса примесей описывается системой уравнений, включающей в себя

– уравнение переноса примеси в растворенном состоянии

$$\begin{aligned} \varepsilon \frac{\partial \bar{C}^{l,k}}{\partial \tau} + \varepsilon \cdot \operatorname{div}(\bar{\mathbf{u}} \cdot \bar{C}^{l,k}) &= \\ &= \operatorname{div}(D_{\text{зф}}^{l,k} \cdot \operatorname{grad}(\bar{C}^{l,k})) - \varepsilon \cdot K_o^{l,k} \cdot \bar{C}^{l,k} + \frac{1}{V} \int_{S_{\text{кт}}} K_c^{l,k} \cdot C_p^{l,k} \cdot dS - \varepsilon \cdot \lambda^l \cdot \bar{C}^{l,k}, \end{aligned} \quad (4)$$

– уравнение переноса частиц

$$\begin{aligned} \varepsilon \frac{\partial \bar{X}_i^{l,n}}{\partial \tau} + \varepsilon \cdot \operatorname{div}(\bar{u} \cdot \bar{X}_i^{l,n}) = \\ = \operatorname{div}\left(D_{\text{эф},f} \cdot \operatorname{grad}(\bar{X}_i^{l,n})\right) + \mathbf{V}_{gi,V} \cdot \bar{X}_i^{l,n} + \bar{H}_p - \beta_{i,\text{эф}}^{l,n} \cdot \bar{X}_i^{l,n} - \varepsilon \cdot \lambda^l \cdot \bar{X}_i^{l,n}, \end{aligned} \quad (5)$$

– уравнение, описывающее изменение поверхностной концентрации примеси на стенках элементов контура

$$\frac{1}{V} \int_{S_{\text{жт}}} \frac{\partial C_p^{l,k}}{\partial \tau} dS = \varepsilon \cdot K_o^{l,k} \cdot \bar{C} - \frac{1}{V} \int_{S_{\text{жт}}} K_c^{l,k} \cdot C_p^{l,k} dS - \frac{1}{V} \int_{S_{\text{жт}}} \lambda^l \cdot C_p^{l,k} dS. \quad (6)$$

Для замыкания данной системы уравнений необходимо определить

- эффективный коэффициент диффузии растворенных примесей и частиц;
- скорость осаждения частиц на стенки;
- осредненную скорость гравитационного осаждения;
- осредненный объемный источник, описывающий кинетические процессы;
- скорость массоотдачи от стенки к раствору примеси k за счет процессов абсорбции и десорбции.

В настоящее время задачу разработки методов расчетного исследования процессов формирования радиоактивных отложений в контурах реакторных установок типа БН нельзя считать до конца решенной. Рассмотренные в статье модели данных процессов, ориентированные на одномерное описание переноса только некоторых типов радиоактивных продуктов коррозии, не предназначены для расчета процесса формирования отложений продуктов деления, вносящих вклад в активность отложений на стенах контура. Кроме того, в моделях (2) и (3) не учитывается влияние характера обтекания стенок на скорость массообменных процессов.

Модель (4)–(6) не обладает этими недостатками – она ориентирована на трехмерное описание переноса примесей как в растворенном состоянии, так и находящихся в теплоносителе в форме дисперсной фазы.

Литература

1. Бакуменко О.Д., Кулаковский М.Я., Сергеев В.А. Проблемы активности первого контура быстрых энергетических реакторов // US/USSR Seminar on ZMFR Reactor Safety. Argonnr, USA, 1976. С.2 – 63.
2. Чечеткин Ю.В., Кизин В.Д., Поляков В.И. Радиационная безопасность АЭС с быстрым реактором и натриевым теплоносителем. М.: Энергоатомиздат. 1983.
3. Stamm H.H., Hanke H.D., Clauss H. Removal of Radionuclides from Liquid Sodium by Sorption on Metallic Surfaces // Richland Conf. 1980. P. 17 – 58.
4. Brehm W.F. Radioactive Corrosion Product Transport and Control // Proc. of the Intern. Conf. on Liquid Metal Technology in Energy Production. 1976. Vol. 1. P.263.
5. Васильев И.И., Плещенкова Л.К., Пугачев Г.П. и др. Установка переработки натриевого теплоносителя реакторной установки БН-350. / I Международная выставка и конференция «Атомная энергетика и промышленность» KazAtomExpo, 19-21 мая 2010, Астана, Казахстан.
6. Васильева К.И., Жилкин А.С., Кузнецов И.А. Аналитическое решение уравнения переноса радиоактивных частиц теплоносителем ядерного реактора // Атомная энергия. 1982. Т. 52. №4. С. 267.
7. Алексеев В.В., Кондратьев А.С. Моделирование массопереноса продуктов коррозии в контурах ЯЭУ с натриевым теплоносителем // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2010. № 4. С. 162-171.

Поступила в редакцию 07.05.2013

РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ КОНСТРУКЦИИ ЭЛЕКТРООБОГРЕВАЕМОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ НА СВЕРХКРИТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРАХ

**Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, А.С. Шелегов, В.Ф. Украинцев, Д.М. Титов,
С.В. Рагулин**
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



Приводятся краткие сведения о российской концепции электрообогреваемой теплогидравлической модели реактора на сверхкритических параметрах. На основании интегрального подхода выполнены расчеты теплогидравлики модели активной зоны для сверхкритической воды, углекислого газа и фреона-134а.

Ключевые слова: реактор на сверхкритических параметрах, теплогидравлическая модель реактора, углекислый газ, фреон, сверхкритическая вода, методика расчета, одноХодовая и двухходовая схемы движения теплоносителя, конструкция ТВС.

Key words: supercritical water reactor, thermal-hydraulic model of reactor, carbon dioxide, freon, supercritical water, calculation technique, one-path and two-pass scheme of coolant movement, fuel assembly construction.

ВВЕДЕНИЕ

Российский подход к созданию перспективного реактора на сверхкритических параметрах (СКП) основан на использовании опыта конструирования корпусного реактора типа ВВЭР и эксплуатации ТЭС. В настоящее время рассматривают несколько вариантов схем циркуляции теплоносителя в объеме активной зоны и несколько видов теплоносителя, среди которых наиболее перспективными считаются сверхкритические воды и диоксид углерода. Применение воды сверхкритических параметров обусловлено огромным опытом её использования в российской энергетике в качестве теплоносителя, и рабочего тела. Основным сдерживающим фактором являются высокие режимные параметры $P_{kp} = 22,064$ МПа, $T_{kp} = 374,096$ °С. Однако имеющийся опыт в создании теплосилового оборудования на сверхкритических параметрах, включая оборудование машинного зала, позволяет надеяться на успешное решение вопроса создания реактора такого типа.

Использование углекислого газа позволяет снизить параметры установки ($P_{kp} = 7,3$ МПа, $T_{kp} = 31,4$ °С), однако опыт использования углекислого газа как теплоносителя практически отсутствует в России и ограничен за рубежом.

Отметим, что российская концепция создания АЭС нового поколения не ограничивается созданием только реакторной установки. Предлагается рассмотреть также вопрос о разработке новой электрогенерирующей установки на основе цикла Брайтона с рекуперативными теплообменниками на сверхкритических параметрах. Частота вращения такой турбокомп

© Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, А.С. Шелегов, В.Ф. Украинцев, Д.М. Титов, С.В. Рагулин, 2013

рессорной установки достигает $\approx 100\ 000$ об/мин, что позволяет снизить металлоемкость конструкции (в пять – шесть раз), упростить технологию ее обслуживания, одновременно увеличив к.п.д. установки в целом.

К настоящему времени специалистами ОКБ «Гидропресс» и ГНЦ РФ-ФЭИ предложены две концепции реакторной установки на СКП – с одноходовой (однозаходной) [1–2] и двухходовой (двухзаходной) [3–5] схемами движения теплоносителя в активной зоне (а.з.) реактора.

Созданию ядерного реактора, как правило, предшествует разработка электрообогреваемой теплогидравлической модели и проведение на ней основных экспериментов в обоснование безопасной эксплуатации натурной установки. В ИАТЭ совместно с ГНЦ РФ-ФЭИ и ОКБ «Гидропресс» в настоящее время начата конструкторская и расчетная проработка такой теплогидравлической модели реакторной установки на СКП.

Основная задача работы – расчетное обоснование возможности создания электрообогреваемой модели и оценка ее основных теплогидравлических характеристик.

МОДЕЛЬ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ И АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Основная концепция модели реакторной установки – возможность перехода с одноходовой модели на двухходовую путем минимального внесения изменений в конструкцию модели реактора. Предлагается часть конструктивных элементов сделать постоянными, а часть – заменять по мере необходимости, в случае перехода с одной схемы движения теплоносителя на другую. Конструкция модели активной зоны должна позволять установку требуемого для проведения экспериментов измерительного оборудования и обеспечивать гидродинамическое и теплофизическое (по мере возможности) подобие а.з. натурного реактора.

Разработка модели реакторной установки была выполнена с геометрическим искажением. Выбранный масштабный коэффициент (натурный реактор/модель реактора) принят равным 1/5. В таблице 1 приведены основные параметры модели активной зоны.

Таблица 1

Основные параметры модели

Параметр	Величина
Масштабный коэффициент для модели реактора	1:5
Высота установки, мм	2893,95
Внешний диаметр корпуса, мм	992
Число имитаторов ТВС, шт.	61
Высота активной части имитатора ТВС, мм	983,1
Число контуров циркуляции	1
Число имитаторов стержней СУЗ	6
Способ разогрева имитаторов ТВС	Электрообогрев
Размер имитатора ТВС под ключ, мм	63,32
Масштабный коэффициент для твэлов в ТВС	3,25:1

МОДЕЛЬ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Наиболее простой в технологическом отношении является конструкция гидравлической модели реактора с одноходовой схемой движения теплоносителя. Модель реактора состоит из корпуса, верхней крышки, нижнего эллиптического днища, внутрикорпусного устройства с имитаторами ТВС и имитаторов приводов СУЗ.

Движение теплоносителя организовано аналогично движению в натурной установке. Поперечный разрез модели реактора и схема движения теплоносителя при одноход-

дловом варианте показаны на рис. 1а. На рисунках 1б,в показаны поперечные разрезы модели реакторной установки в сечениях А–А и Б–Б.

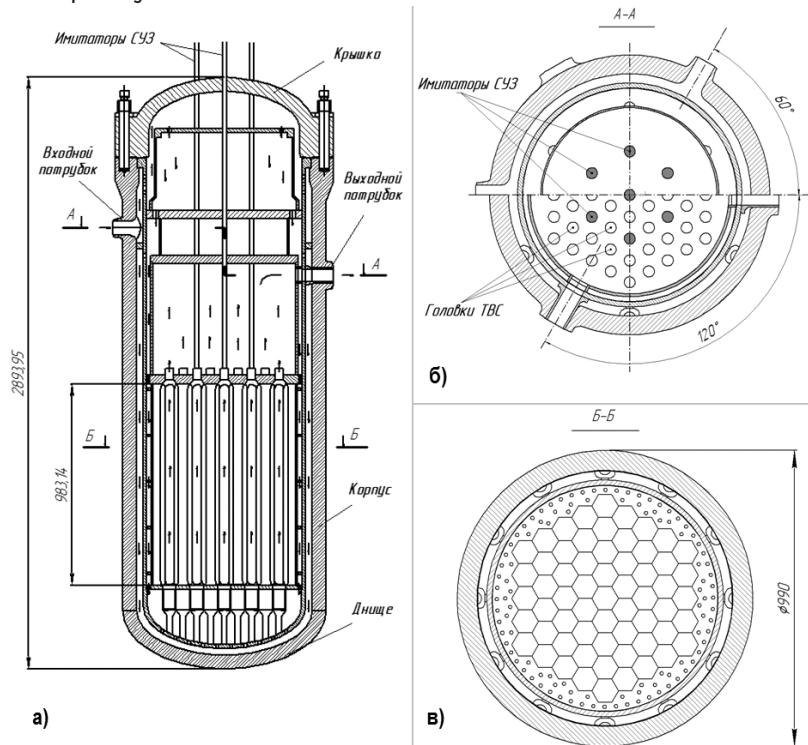


Рис. 1. Общий вид конструкции гидравлической модели с одноходовой схемой движения

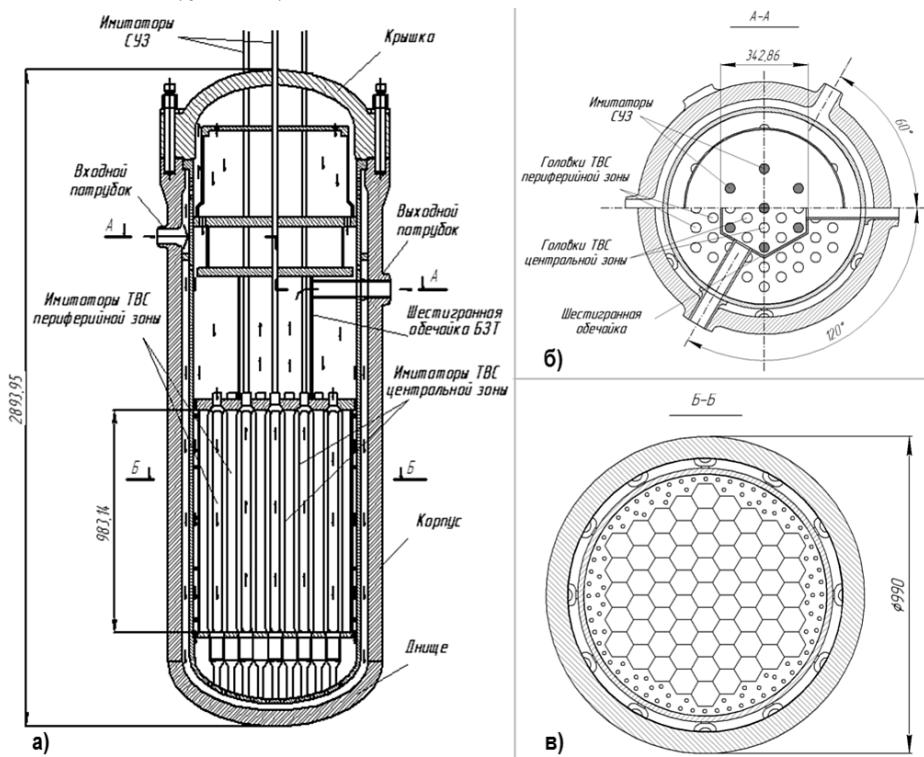


Рис. 2. Общий вид конструкции гидравлической модели с двухходовой схемой движения

Представляется очевидным, что нагреть теплоноситель до сверхкритического состояния проще за два его прохода через пространство активной зоны, нежели за один.

Технологическая организация двухходовой схемы движения не представляет технических трудностей. В гидравлической модели эта задача решается установкой в объеме модели активной зоны гофрированной обечайки, разделяющей по всей ее высоте опускную (периферийную часть) и подъемную (центральную) части. На рисунке 2а приведены поперечный разрез модели реакторной установки и схема движения теплоносителя. На рисунках 2б,в показаны поперечные сечения двухходовой модели реакторной установки в сечениях А–А и Б–Б.

Конструкция ТВС была дополнена боковыми вытеснителями. Установка вытеснителей необходима для выравнивания величин проходного сечения в различных типах ячеек.

МОДЕЛЬ ИМИТАТОРА ТВС

За основу конструкции имитатора ТВС была принята проектная ТВС реактора ВВЭР-СКД в конструктиве ОКБ «Гидропресс» [1]. При разработке модельной ТВС были сформулированы предъявляемые к ней технологические и эксплуатационные требования.

Конструкция модельной ТВС должна

- обеспечивать возможность снятия экспериментальных данных;
- иметь возможность подключения токопроводящих проводов;
- максимально соответствовать натурной ТВС;
- выдерживать температурный режим 250 – 900 °C;

Проект имитатора ТВС выполнялся с геометрическим искажением натуры. Искажение касалось только диаметра имитатора твэлов, смоделированного в масштабе 3,25:1, т.е. с увеличением. Увеличение диаметра твэла необходимо для размещения внутри него нагревательного элемента (или группы элементов) с мощностью не менее 0,07 МВт.

Имитаторы твэлов представляют собой трубы из нержавеющей стали с намотанной внутри них никромовой проволокой. Намотка проволоки осуществляется с определенным шагом: в центральной области имитатора твэла шаг намотки меньше, а в периферийных – больше. Такой подход позволяет обеспечить косинусоидальное распределение энерговыделения по всей высоте имитатора ТВС. Всего в модели ТВС предусматривается установка семи имитаторов твэлов.

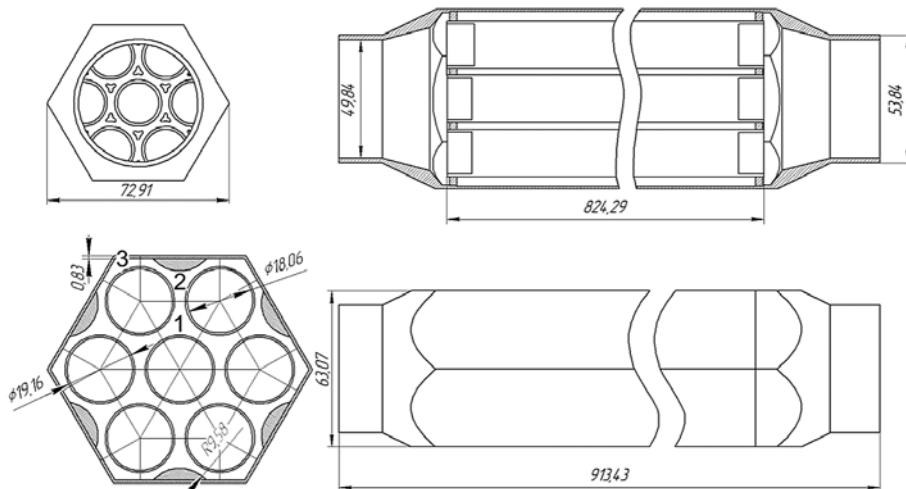


Рис. 3. Конструкция имитатора ТВС

Эскизная проработка модели реактора и имитатора ТВС была осуществлена с помощью программы КОМПАС-3D V12. Геометрические характеристики модельной ТВС при-

ведены в табл. 2. На рисунке 3 показан общий вид конструкции имитатора ТВС и его отдельных элементов. Конструктивно имитатор ТВС состоит из головки чехла, хвостовика, нижней и верхней опорной решеток, вытеснителей и имитаторов твэлов. Отметим, что имитатор твэлов заполняется оксидом магния. Способ разогрева имитаторов твэлов – никромовый нагреватель.

Таблица 2

Геометрические характеристики имитатора ТВС

Параметр	Значение
Диаметр имитатора твэла, м	$19,16 \cdot 10^{-3}$
Шаг решетки, м	$22,0 \cdot 10^{-3}$
Размер под ключ, м	$63,07 \cdot 10^{-3}$
Толщина стенки чехла, м	$0,83 \cdot 10^{-3}$
Толщина оболочки твэла, м	$0,55 \cdot 10^{-3}$
Гидравлический диаметр имитатора ТВС, м	$6,62 \cdot 10^{-3}$
Длина обогреваемой части имитатора твэла, м	0,81
Длина имитатора твэла, м	0,824
Длина имитатора ТВС, м	$913,43 \cdot 10^{-3}$
Гидравлический диаметр ячейки первого типа, м	$8,697 \cdot 10^{-3}$
Гидравлический диаметр ячейки второго типа, м	$5,929 \cdot 10^{-3}$
Гидравлический диаметр ячейки третьего типа, м	$5,415 \cdot 10^{-3}$

РЕЗУЛЬТАТЫ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОГО И ПРОЧНОСТНОГО РАСЧЕТА

Методика теплогидравлического расчета основана на решении уравнения энергии для потока теплоносителя и замыкающих соотношений для расходов как в элементарных ячейках модели ТВС, так и на всех имитаторах ТВС.

$$\delta q_i = h_{i,2} - h_{i,1} + \frac{\alpha_2 V_{i,2}^2}{2} - \frac{\alpha_1 V_{i,1}^2}{2} + g(z_{i,2} - z_{i,1}) - \Delta h_{tp,i} + \frac{\Delta p_{yck}}{\rho}, \quad (1)$$

$$\Delta h_i = h_{i,2} - h_{i,1} = c_{pi,2} T_{i,2} - c_{pi,1} T_{i,1}, \quad (2)$$

$$\Delta h_{tp,i} = \frac{k}{k-1} \left(\frac{P_1}{\rho_1} + \frac{P_2}{\rho_2} \right), \quad (3)$$

$$G_{All_TBC}^{jTBC} = \sum_{i=1}^3 n_i G_i^{jTBC}, \quad G_1^{2-TBC} = \sqrt{\frac{B_1}{B_2}} G_1^{1-TBC}, \quad G_1^{3-TBC} = \sqrt{\frac{B_2}{B_3}} G_1^{2-TBC}, \quad (4)$$

$$G_{MP} = \sum_{j=1}^{61} G_{All_TBC}^{jTBC} + 0,01 G_{MP}, \quad (5)$$

$$B_i = \frac{1}{2\rho_i S_i^2} \left(\lambda_i \frac{l_i}{d_{ri}} + \sum_k \xi_k \right), \quad (6)$$

$$\rho = \rho(P, H), \quad (7)$$

$$\Delta p_{yck} = (\bar{\rho} \bar{V})^2 (v_2 - v_1). \quad (8)$$

где $dq_i = Qdt/dm$ – удельное энерговыделение в i -ом твэле; $h_{i,1,2}$ – энталпия торможения на входе и выходе расчетного участка; v_i – удельный объем на входе и выходе расчетного участка; $\Delta h_{tr,i}$ – увеличение энталпии за счет действия силы трения; α – коэффициент Кориолиса; V_i – скорость на входе и выходе в рабочий участок; $z_{i,1,2}$ – пьезометрические высоты начала и конца элементарного расчетного участка; $c_{pi,1,2}$ – изобарные теплоёмкости в начале и конце расчетного участка; $T_{i,1,2}$ – температура в начале и конце расчетного участка; G_{mp} – массовый расход через модель; $\bar{\rho}_i$ – средняя плотность на расчетном участке; λ_i – коэффициент сопротивления трения; l_i – длина расчетного участка; d_f – гидравлический диаметр; S_i – площадь проходного сечения; G_{1-TBC}^{1-TBC} – массовый расход через элементарные ячейки первого типа; G_{1-TBC}^{2-TBC} – массовый расход через элементарные ячейки второго типа; G_{1-TBC}^{3-TBC} – массовый расход через элементарные ячейки третьего типа; $G_{All_TBC}^{j-TBC}$ – расход через j -ую модельную ТВС.

В уравнение энергии (1) включено тепло, выделяющееся за счет трения (3) и потери на ускорение. В левой части уравнения (1) dq_i – подводимое тепло к теплоносителю только за счет конвективного теплообмена от твэлов.

Для расчета коэффициента сопротивления трения в пучке стержней использовалась зависимость [6]

$$\begin{aligned}\lambda/\lambda_0 &= 0,57 + x\{1 - \exp[-112(x-1)]\}\lg(0,27x), \\ \lambda_0 &= (1,82 \lg Re - 1,64)^{-2},\end{aligned}$$

где x – относительный шаг решетки.

Безразмерный коэффициент теплоотдачи для сверхкритического потока рассчитывался по формуле из работы [7]:

$$Nu_x = 0,021 Re_x^{0,8} Pr_x^{0,75} \left(\frac{\mu_{ct}}{\mu_{jk}} \right)^{0,2} \left(\frac{\rho_{ct}}{\rho_{jk}} \right)^{0,1} \left(\frac{c_{pct}}{c_{pj}} \right)^{0,2},$$

где индекс « x » означает, что в качестве характерного размера берется длина обогреваемой части имитатора твэла.

Решение исходной системы уравнений осуществлялось методом итераций. Алгоритм решения системы уравнений (1) – (8) заключался в следующих последовательных шагах.

1. Задается исходное поле энерговыделение по каждому из твэлов.
2. На первом шаге задается равный расход через все имитаторы ТВС и все типы элементарных ячеек внутри каждой ТВС.
3. Задается исходное поле температур
4. По заданной температуре в каждой ТВС и элементарной ячейке каждой ТВС находятся удельный объем, кинематическая вязкость и изобарная теплоемкость.
5. По уравнению (6) для каждой элементарной ячейки находятся коэффициенты B_i .
6. Для каждой из ТВС совместно решаются уравнения (4) – (6) и находятся новые расходы G_i для каждой элементарной ячейки.
7. По рассчитанным расходам по зависимости (3) находится вклад в тепловой баланс силы трения $\Delta h_{tr,i}$ для каждой ячейки.
8. Из уравнения (1) находится энталпия на выходе из каждой элементарной ячейки, затем по (2) – температура на выходе из каждой элементарной ячейки.
9. Рассчитывается относительная ошибка в нахождении расходов по одной ТВС.
10. Если относительная ошибка вычисления расхода больше заданной точности расчета, то переходят к п. 4.
11. Если ошибка меньше заданной точности расчета, то расчет на одном элементарном участке по высоте имитатора ТВС окончен.
12. Полученные значения всех параметров (температур, расходов и т.д.) используют

в качестве начальных для следующего шага по высоте имитатора ТВС.

Результаты решения уравнения (1) и замыкающих соотношений (2) – (8) для трех различных типов теплоносителей приведены в табл. 3. Расчет теплофизических свойств проводился с помощью данных из [8, 9]. Результаты расчета даны для самой энерго-напряженной ячейки. Нумерация элементарных ячеек приведена на рис. 5.

Анализ данных табл. 3 показывает, что выбор масштабного коэффициента 1/5 приводит к нефизичным результатам для воды СКП. Трудно представить себе экспериментальную установку с потребляемой мощностью » 31 МВт, однако для углекислого газа и фреона на СКП расчетная мощность оказывается вполне приемлемой. Это объясняется значительно более низкими параметрами перехода вещества в сверхкритическое состояние: для $\text{CO}_2 P_{\text{кр}} = 7,39 \text{ МПа}, T_{\text{кр}} = 304,2 \text{ К}$; для R-134a $P_{\text{кр}} = 4,06 \text{ МПа}, T_{\text{кр}} = 374,65 \text{ К}$.

Таблица 3

Результаты расчета параметров электрообогреваемой модели реактора

Параметр	H_2O	CO_2	R-134a
Мощность установки, кВт	30901,01	3948,33	4042,43
Давление, МПа	25	10	5
Температура входа, °C	290	40	104
Энталпия на входе, кДж/кг	1280,2	313,04	367,59
Температура выхода, °C	≈ 540	≈ 150	≈ 250
Энталпия на выходе, кДж/кг	3306,5	571,95	632,67
Расход через имитатор ТВС, кг/с	0,25	0,25	0,25
Расход в ячейке первого типа на выходе, кг/с	1,82E-01	1,81E-01	1,81E-01
Расход в ячейке второго типа на выходе, кг/с	1,70E-01	1,71E-01	1,71E-01
Расход в ячейке третьего типа на выходе, кг/с	6,39E-02	6,40E-02	6,41E-02
Температура на выходе из ячейки первого типа, °C	542,8	154,6	252,2
Температура на выходе из ячейки второго типа, °C	534,5	148,3	247,7
Температура на выходе из ячейки третьего типа, °C	529,6	145,4	240,4
Мощность имитатора ТВС, кВт	506,57	64,72	66,26
Мощность имитатора твэла, кВт	72,36	9,24	9,46

К настоящему времени накоплен значительный зарубежный и отечественный опыт эксплуатации тепловых энергоблоков со сверхкритическими параметрами с применением жаропрочных сталей маркенситного класса. Для сталей с содержанием хрома 9% достигнут уровень рабочих температур металла теплообменных и паропроводных труб – до 620°C при давлении до 30 МПа. В качестве основного конструкционного материала модели реакторной установки была выбрана отечественная хромистая жаропрочная сталь нового поколения 10X9B2MФБР, разработанная ОАО НПО «ЦНИИТМАШ» [10]. Некоторые технические характеристики стали приведены в табл. 4.

Таблица 4

Физико-механические свойства стали 10X9B2МФБР [6]

Предел прочности при 20 °C, Н/мм ²	710 – 810
Предел текучести при 20 °C, Н/мм ²	520 – 620
Предел текучести при 550 °C, Н/мм ²	400 – 420
Ударная вязкость, КСУ, при 20 °C, Дж/см ²	106 – 160
Относительное удлинение при 20 °C, %	19,0 – 23,0
Относительное сужение при 20 °C, %	72,0 – 74,0

Расчет толщин стенок (обечайки корпуса модели реактора, эллиптических днищ и трубопроводов контура циркуляции) выполнялся в соответствии с методикой, изложенной в РД 10-249-98 [11]. Расчет толщины обечайки корпуса дал величину, равную 66,5 мм.

Использование воды СКП приводит к значительному изменению конструкции модели реактора. Судя по всему, придется перейти к конструкции с 19-ю или 37-ю имитаторами ТВС, что повлечет за собой резкое снижение расхода сверхкритического флюида на выходе из модели реактора и, как следствие, приведет к отказу от введения в экспериментальную модель маломощной высокогооборотной турбины, что конечно является нежелательным. В то же время, применение воды СКП позволит опереться на огромный опыт ее использования в российской энергетике.

Выходом из этой ситуации может быть использование бинарного цикла. В первом контуре может быть реализован классический цикл Ренкина со сверхкритическими параметрами воды, а во втором – цикл Брайтона, например, на сверхкритическом углекислом газе.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты расчетных оценок теплогидравлических характеристик электрообогреваемой модели реактора на СКП показали, что параметры сверхкритического состояния для воды, CO₂ и фреона-134а достигаются при подведении ~ 31, ~3,9 и ~4,0 МВт соответственно. Расчетные результаты распределения расходов по ячейкам модели ТВС приведены в табл. 3.

Предложена методика оценки интегральных теплогидравлических характеристик экспериментальной модели реакторной установки. Методика пригодна для описания течений теплоносителя в а.з. с чехловыми (очехленными) имитаторами ТВС. Полученные результаты будут использованы при создании эскизного проекта электрообогреваемой модели реактора со СКП теплоносителя.

Работа поддержана грантом №14.740.11.1133 от 30.05.2011 по ФЦП «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России»

Литература

- Чуркин А.Н., Ягов П.В., Мохова О.В. Теплогидравлика однозаходной активной зоны ВВЭР-СКД. Гидропрофилирование и устойчивость./ Научная сессия МИФИ-2007. Сб. научных тр. – М.: МИФИ (2007), Т.8. С. 34–35.
- Драгунов Ю.Г., Рыжов С.Б., Никитенко М.П. и др. Водоохлаждаемые реакторы со сверхкритическими параметрами – перспективные реакторы 4-го поколения. /Научная сессия

- МИФИ-2007. Сб. научных тр. – М.: МИФИ (2007), Т.8. С. 42–34.
3. Баранаев Ю.Д., Кириллов П.Л., Поплавский В.М., Шарапов В.Н. Ядерные реакторы на воде сверхкритического давления. // Атомная энергия, 2004, т. 96, вып. 5. С. 374–380.
4. Глебов А.П., Клушин А.В. Реактор с быстрорезонансным спектром нейтронов, охлаждаемый водой сверхкритического давления при двухходовой схеме движения теплоносителя. // Атомная энергия, 2004, т. 96, вып. 5. С. 349–3553
5. Никитенко М.П., Четвериков А.Е., Кобелев С.Н. и др. Разработка концепции РУ ВВЭР-СКД/ Годовой отчет. «Об основных научно-технических работах ОКБ «ГИДРОПРЕСС» за 2007год»// Научно-технический и рекламный сборник №8, Подольск, 2008, С. 60-61.
6. Кириллов П.Л., Бобков В.П., Жуков А.В., Юрьев Ю.С. Справочник по теплогидравлическим расчетам в ядерной энергетике/ Под ред. П.Л. Кириллова. – Т. 1. – М.: Издат, -2010.
7. Шелегов А.С., Лескин С.Т., Чусов И.А., Слободчук В.И. Экспериментальное исследование теплообмена в пучке из семи стержней при сверхкритических параметрах фреона-12/ Препринт ИАТЭ-001-2010, ISBN 2219-7583, Обнинск, 2010 г.
8. Теплофизические свойства фреонов. Справочные данные. / Под ред. С.А. Ривкина. –М.: Издательство стандартов.-т.1., С. 232.
9. Reid R.C., Prausnitz J.M., Poling B.I. The Properties of Gases & Liquids. Fourth Edition. McGraw-Hill Book Company, ISBN 0-07-051799-1., N.Y. -1986.
10. Дуб А.В., Скоробогатых В.Н., Щенкова И.А. Новые жаропрочные хромистые стали для перспективных объектов тепловой энергетики// Теплоэнергетика, -2008. №7. -С.47-53.
11. Нормы расчета на прочность котлов и трубопроводов пара и горячей воды. РД 10-249-98.

Поступила в редакцию 28.05.2013

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ НЕИЗОТЕРМИЧЕСКОГО ТЕЧЕНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В БАКЕ БЫСТРОГО РЕАКТОРА

С.Т. Лескин, В.И. Слободчук, А.С. Шелегов, С.В. Яуров, Е.А. Чистозвонова, А.П. Сорокин*, А.Н. Опанасенко*, С.Г. Калякин*, Д.Г. Зарюгин*
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
***ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск**



Обсуждается численное моделирование неизотермического течения теплоносителя в модели реактора на быстрых нейтронах. Моделирование проводилось с помощью кода ANSYS CFX, для чего была разработана 3D-модель экспериментальной установки. При моделировании сложных конструктивных элементов модели реактора (теплообменники, активная зона и т.д.) использовалась модель пористого тела. Приведены результаты расчетов теплогидравлических процессов для режима принудительной циркуляции. Результаты согласуются с экспериментальными данными, подтверждая возможность использования расчетных кодов для численного моделирования теплогидравлики баков быстрых реакторов.

Ключевые слова: реактор на быстрых нейтронах, моделирование, экспериментальная модель, расчетный код, аварийное расхолаживание, модель пористого тела.

Key words: fast breeder reactor, modeling, experimental model, numerical code, emergency cooling, porous body model.

ВВЕДЕНИЕ

В соответствии с современными представлениями настоящее и особенно будущее ядерной энергетики во многом связано с развитием и расширяющейся эксплуатацией быстрых реакторов [1]. При проектировании быстрых реакторов важной составляющей проекта является обоснование теплогидравлических характеристик реакторов. Правильность выбора этих характеристик во многом определяет эксплуатационную надежность и безопасность ядерного реактора. В последнее время к решению данной задачи все более широко привлекаются так называемые теплогидравлические коды – компьютерные программы, позволяющие рассчитывать пространственные распределения основных теплогидравлических параметров (скорости и температуры теплоносителя, температуры элементов конструкции и т. д.) в реакторе и его отдельных элементах [2,3]. Поскольку экспериментальное обоснование не всегда возможно, многие конструктивные решения, в том числе и влияющие на безопасность, принимаются на основании результатов теоретических исследований, выполненных с использованием тепло-гидравлических кодов.

В ГНЦ РФ ФЭИ им. А.И. Лейпунского модернизирована установка САРХ (система аварийного расхолаживания) – интегральная трехконтурная водяная модель быстрого реактора, на которой проводятся экспериментальные исследования стратифицированных

© С.Т. Лескин, В.И. Слободчук, А.С. Шелегов, С.В. Яуров, Е.А. Чистозвонова,
А.П. Сорокин, А.Н. Опанасенко, С.Г. Калякин, Д.Г. Зарюгин, 2013

процессов в элементах контура циркуляции быстрого реактора в различных режимах работы, включая аварийное расхолаживание [4]. В корпусе модернизированной модели расположены элементы, имитирующие основное оборудование быстрого реактора.

ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ МОДЕЛИ

В 1999 – 2001 гг. сотрудниками ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского был разработан стенд «Система аварийного расхолаживания» для китайского реактора CEFR. Стенд CAPX (рис. 1) – это уменьшенная модель этого реактора (примерно 1:5).

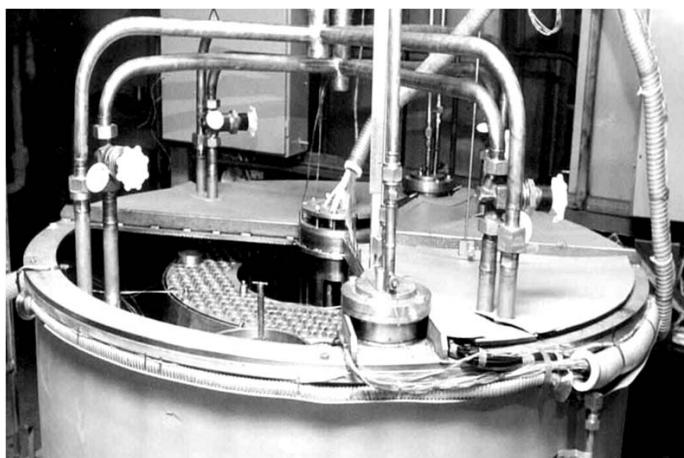


Рис. 1. Интегральная трехконтурная водяная модель CAPX

Современный водяной стенд CAPX предназначен для проведения исследований с целью расчетно-экспериментального обоснования выполнения функции теплоотвода системой аварийного расхолаживания применительно к реактору БН-1200. В его состав входят

- модель реактора, включающая в себя корпус с крышкой, напорную камеру с имитаторами сборок, колонну центральную, отражатель, выгородку элеваторов, внутрибаковую защиту, четыре модели промежуточных теплообменников (ПТО), две модели автономных теплообменников (АТО);
- опорный пояс, в составе которого верхняя и нижняя камеры, экраны горизонтальные и экраны корпуса, опоры модельных ПТО и имитаторы опор ГЦН-1, профилирующая обечайка, имитатор блока внутрибаковых ИК, всасывающий и напорный трубопроводы с обратными клапанами (элементами имитаторов ГЦН-1);
- постамент – металлоконструкции, площадки, трапы, обеспечивающие монтаж и эксплуатацию стенда;
- модель промежуточного контура системы аварийного расхолаживания, обеспечивающая требуемый теплосъем с модельных АТО и уровень температур на входе в АТО;
- обслуживающие системы стенда (водяная и газовая);
- система электроснабжения стенда с коммуникациями подвода электропитания к потребителям стенда;
- система управления стендом;
- комплекс технических средств, обеспечивающих автоматизированный сбор и обработку информации – средства измерения, система усилителей и потребителей сигналов от средств измерения, система регистрации и обработки получаемой информации.

Внешняя часть системы первого контура обеспечивает подачу теплоносителя на имитаторы ГЦН-1, в трассы охлаждения имитаторов опор ГЦН-1, в имитаторы внутрибаковых ионизационных камер (ИК) и в имитатор трассы охлаждения корпуса реактора (со-

вместно с имитаторами ГЧН-1 моделирует работу главных циркуляционных насосов первого контура натурного реактора). Модель второго контура обеспечивает требуемый теплоотвод от модельных ПТО.

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕПЛОГИДРАВЛИКИ СТЕНДА CAPX

Численное моделирование неизотермического течения теплоносителя в баке CAPX проводилось с помощью расчетного кода ANSYS CFX, для чего была разработана компьютерная 3D-модель бака в масштабе 1:1. На рисунке 2 представлена трехмерная модель стенда CAPX (внутрикорпусные устройства), включающая в себя элементы стенда. Исключение составляют такие элементы, как активная зона, напорный коллектор, внутрибаковая защита, промежуточные теплообменники, аварийные теплообменники. Поскольку внутренняя геометрия этих элементов имеет довольно сложную структуру, то для моделирования их гидравлических свойств использовался формализм модели пористого тела.

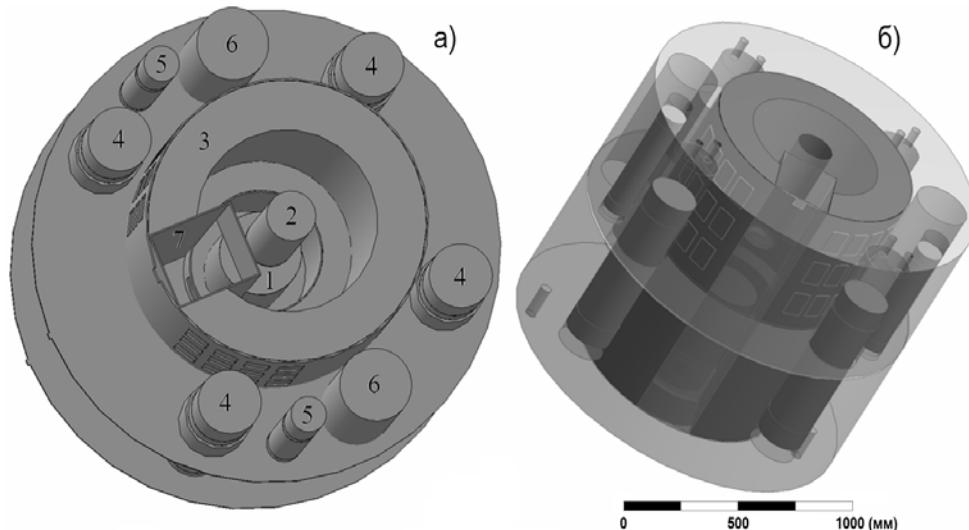


Рис. 2. Трехмерная модель внутрикорпусных устройств стенда CAPX: 1 – активная зона; 2 – центральная колонна; 3 – внутрибаковая защита; 4 – ПТО; 5 – АТО; 6 – имитатор ГЧН; 7 – элеватор выгрузки; б) трехмерная модель пористого тела

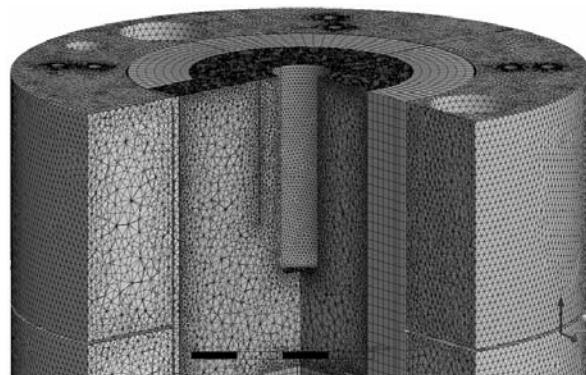


Рис. 3. Расчетная сетка (верх модели)

Расчетная сетка строилась встроенным генератором сеток (рис. 3). Расчетная сетка частично структурирована, но в целом неравномерная и включает в себя 4,5 млн. элементов.

Границные условия задавались, согласно техническому заданию, по программе проведения экспериментов на водянном стенде CAPX [3]:

- температура в напорных патрубках ГЦН – 24,9 °С;
- суммарный расход на напорных патрубках имитаторов ГНЦ – 3,65 кг/с;
- давление во всасывающих патрубках имитаторов ГЦН – 1 атм.;
- суммарная мощность имитаторов ТВС – 100 кВт;
- тепловая мощность одного промежуточного теплообменника – 25 кВт.

Все оборудование первого контура размещено в открытом баке, поэтому в граничных условиях предусматривается задание открытой поверхности с температурой и давлением окружающей среды.

В работе моделировался режим принудительной циркуляции (стационарный режим работы реактора). При расчетах учитывалась зависимость основных теплофизических свойств воды – плотности, теплопроводности, теплоемкости и кинематической вязкости – от температуры [4]. Модель турбулентности, применяемая в расчете, *k*–*ε*.

Основная цель численного моделирования – проведение верификационного расчета программного комплекса ANSYS CFX на имеющемся экспериментальном материале для уточнения замыкающих соотношений.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК И ФОРМЫ ЗАПИСИ ДЛЯ ЗАКОНОВ СОПРОТИВЛЕНИЯ

При расчете некоторые элементы конструкции были представлены в виде пористых тел (активная зона, внутрибаковая защита, напорный коллектор, промежуточные теплообменники, автономные теплообменники). Характеристики пористых тел, моделирующих свойства элементов стенда (рис. 4), были определены по результатам отдельных аналитических расчетов.

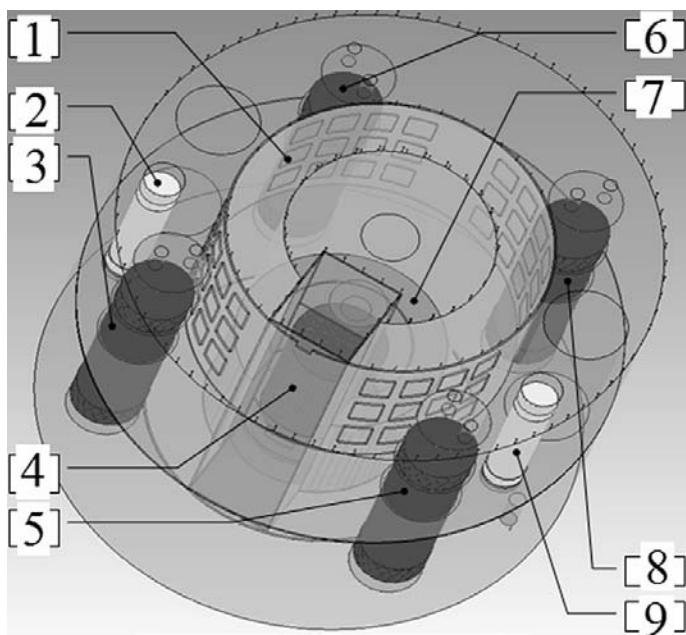


Рис. 4. Пористые тела: 1, 7 – элементы внутрибаковой защиты; 2, 9 – аварийные теплообменники (ATO); 3, 5, 6, 8 – промежуточные теплообменники (PTO); 4 – имитаторы ТВС

Результаты этих расчетов позволили определить эквивалентные характеристики пористых тел, при которых следует ожидать наиболее точного описания картины течения в рассматриваемой области.

В ANSYS CFX законы сопротивления записываются в виде приведенного коэффициента сопротивления. Выражение для расчета потери давления на трение Δp имеет вид

$$\Delta p = CR \cdot U^2 \cdot \Delta l, \quad (1)$$

где CR – приведенный коэффициент сопротивления, кг/м⁴; U – скорость теплоносителя, м/с; Δl – длина пути, м.

Для расчета потери давления на трение и на местные сопротивления используется соотношение [4, 5]:

$$\Delta p_3 = \left(\xi_0 + \frac{\Delta l}{d_r} \right) \cdot \frac{U^2}{2} \cdot \left(\frac{1}{\varepsilon} \right)^2, \quad (2)$$

где ξ_0 – коэффициент местного сопротивления; λ – коэффициент гидравлического сопротивления трению; ε – степень пористости среды.

Коэффициент гидравлического сопротивления λ рассчитывался с использованием законов сопротивления для каждого пористого тела. Местные сопротивления во всех пористых телах определяются геометрией модели, поэтому потери давления на местных сопротивлениях рассчитываются кодом CFX.

Таким образом, имеется система уравнений, из которой несложно вывести выражение для определения приведенных коэффициентов сопротивления трения CR как для продольного, так и для поперечного течений:

$$\begin{aligned} \Delta p_3 &= \lambda \frac{\Delta l}{d_r} \frac{\rho U^2}{2} \cdot \left(\frac{1}{\varepsilon} \right)^2, \\ \frac{\Delta p}{\Delta l} &= CR \cdot U^2. \end{aligned} \quad (3)$$

Приведенный коэффициент сопротивления

$$CR = \frac{\lambda}{d_r} \frac{\rho U^2}{2} \cdot \left(\frac{1}{\varepsilon} \right)^2, \quad (4)$$

где степень пористости определяется отношением объемов жидкости и твердого тела, а именно:

$$\varepsilon = V_{ж} / V_{т}. \quad (5)$$

При расчете было принято, что во всех элементах конструкции режим течения турбулентный, $4000 \leq Re \leq 10^5$. Помимо этого считаем, что все поверхности модели гидравлически гладкие (шероховатость отсутствует), поскольку учет шероховатости поверхностей слабо влияет на результат расчета, т. е. на поле скоростей и температуры. Кроме этого, учет шероховатости поверхностей конструкции приводит к более подробному описанию расчетной области (увеличение количества сеточных элементов), что неминимо увеличивает затраты машинного времени для решения поставленной задачи.

В итоге получаем выражение для оценки значения приведенного коэффициента сопротивления трения для областей с преимущественно продольным обтеканием:

$$CR_{||} = \frac{0,3164}{2} \cdot \eta^{0,25} \cdot \rho^{0,75} \cdot U^{-0,25} \left[d \cdot \left[\frac{6}{\sqrt{3\pi}} \cdot \left(\frac{s}{d} \right)^2 - 1 \right] \right]^{-1,25} \cdot \left(\frac{V_{ж}}{V_{т}} \right)^{-2}. \quad (6)$$

Выражение для расчета коэффициента сопротивления трения при поперечном обтекании, имеет вид [5]

$$\lambda_{\perp} = \frac{C}{Re^{0,27}} \cdot (z+1), \quad (7)$$

где z – количество рядов трубок.

При оценке значения приведенного коэффициента сопротивления трению для попечного обтекания пучка стержней используется выражение

$$CR_{\perp} = \frac{C}{2} \cdot \varepsilon^{-2} \cdot d_r^{-1,27} \cdot \eta^{0,27} \cdot \rho^{0,73} \cdot U^{-0,27} \cdot (z + 1), \quad (8)$$

где коэффициент C рассчитывался по рекомендациям [4].

РЕЗУЛЬТАТЫ ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

Численное моделирование проводилось для режима принудительной циркуляции теплоносителя с суммарной мощностью имитаторов ТВС 100 кВт (режим ПЦ 100). В результате расчетов были получены распределения скоростей и температуры теплоносителя при неизотермическом течении. Распределение температуры по сечению элеваторной выгородки (рис. 5), показывает наличие застойных зон в баке модели, в которых наблюдается минимально возможная температура воды, равная температуре входа. Температура на выходе из активной зоны по результатам расчетов составила 40,2 °C, что меньше температуры, обнаруженной в серии экспериментов режима ПЦ 100. В эксперименте термопары регистрировали локальную температуру в диапазоне 50 – 60 °C. Несмотря на то, что общий уровень температуры в расчете оказался несколько меньшим по сравнению с экспериментом, области минимальных и максимальных температур в целом совпадают. Этот факт свидетельствует о правильности подхода к решению задачи численного моделирования неизотермического течения теплоносителя. Возможная причина расхождения – недостаточно полная информация о местах расположения термопар, а также недостаточно точные значения характеристик пористых тел. Поэтому требуется корректировка приведенных коэффициентов сопротивления, что возможно

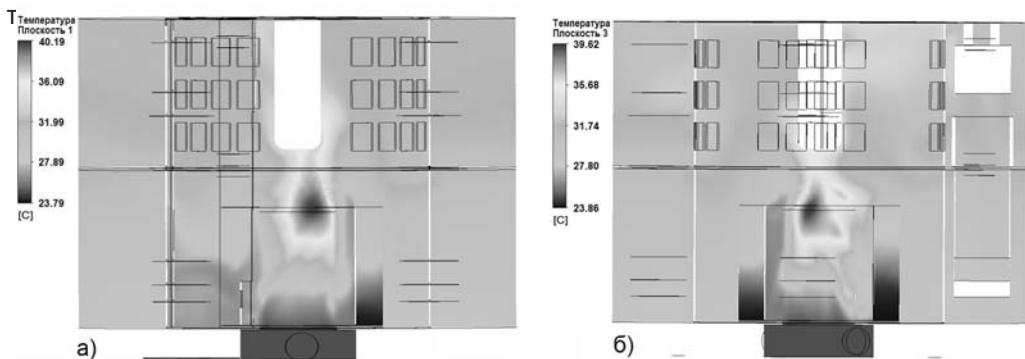


Рис. 5. Распределение температур: а) сечение по элеваторной выгородке; б) сечение по ПТО

Стоит отметить имеющуюся неравномерность температур по активной зоне в районе внутрибаковой защиты, а также в районе ПТО. Поток теплоносителя в баке модели, имеющей сложную конструкцию, является стратифицированным. Несмотря на то, что расчетная сетка является достаточно грубой (для описания стратифицированного течения необходимо большое количество элементов и детализация сетки), обнаружены области с большими градиентами температур примерно 8–12 °C/Δ, где Δ – характерный размер элемента расчетной сетки (не более 5 мм). Такая область выявлена как в экспериментах, так и в расчетах в верхней камере бака реактора вблизи центральной колонны. Большая стратификация теплоносителя влияет на ресурс корпуса реактора и внутрикорпусные устройства, а также на безопасность.

Следует отметить и сложную структуру течения теплоносителя с образованием многочисленных вихрей, полученную в расчетах. На рисунке 6 представлены линии тока по сечению ПТО и элеваторной выгородке. Можно отметить наличие локальных вихрей в верхней и нижней камерах, а также устойчивое опускное течение теплоносителя в ПТО

за счет принудительной циркуляции и разности плотностей теплоносителя.

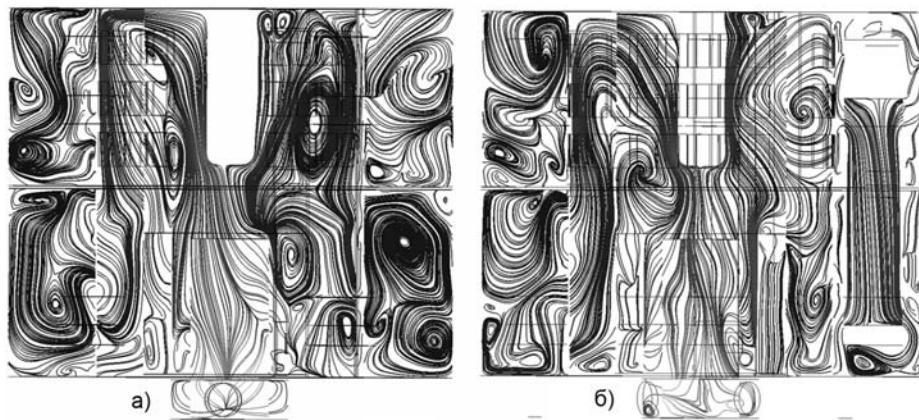


Рис. 6. Структура течения воды в баке: а) линии тока (сечение по элеваторной выгородке); б) линии тока (сечение по ПТО)

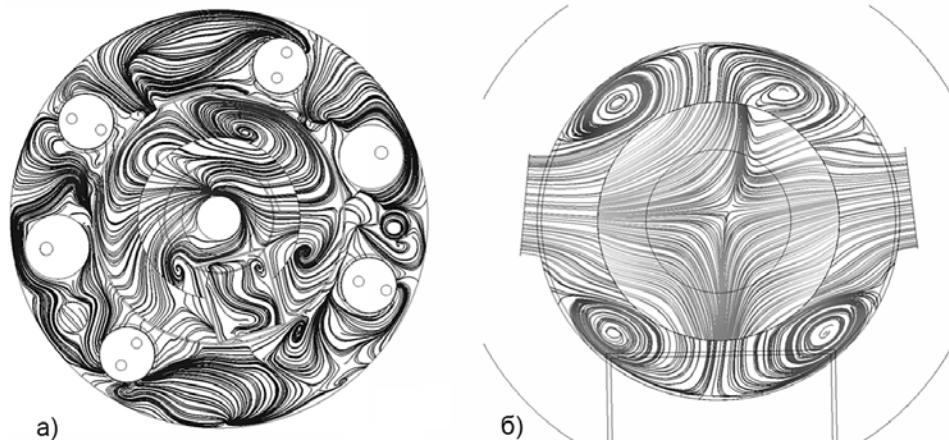


Рис .7. Структура течения: а) в поперечном сечении на входе в ПТО по первому контуру; б) по напорному коллектору

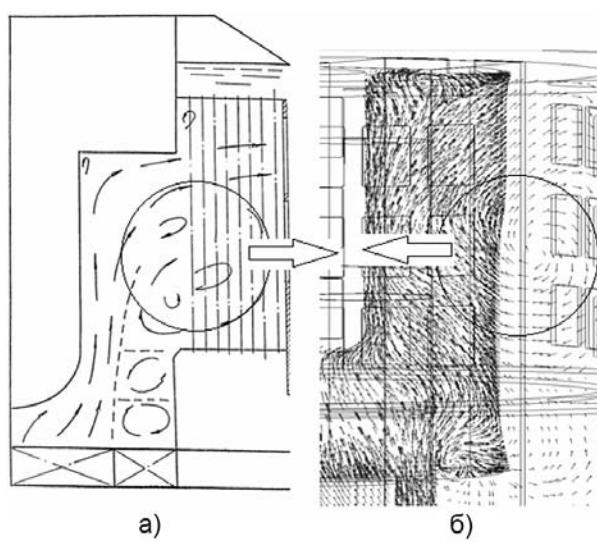


Рис. 8. Структура движения теплоносителя в верхней камере (сравнение расчета и эксперимента): а) эксперимент; б) расчет в CFX

Существует не только продольное течение теплоносителя в реакторе, но и поперечное, что подтверждает сложный характер течения теплоносителя в баке реактора (рис. 7).

Необходимо упомянуть о течении теплоносителя в напорном коллекторе модели, имеющем сложный характер, в результате чего происходит перераспределение расходов по имитаторам ТВС (рис. 7б). Коллекторный эффект обусловлен наличием двух входных патрубков и их расположением.

Течение теплоносителя в баке реактора качественно согласуется с данными эксперимента. Наблюдаются вихревые течения в районе выходных окон трубной защиты на входе в ПТО, а также в районе выхода из боковых экранов активной зоны. Сравнение результатов расчета и экспериментов, проведенных на секторной прозрачной модели, представлено на рис. 8.

ВЫВОДЫ

Разработана 3D-модель стенда САРХ, позволяющая с помощью расчетного кода CFX моделировать теплогидравлические процессы, происходящие в баке модели реактора.

Сравнение результатов расчета с экспериментальными данными показало, что подход, применяемый к расчету неизотермического течения теплоносителя с использованием модели пористого тела, оправдан. Применение модели пористого тела позволяет сократить время расчета и использовать мелкую расчетную сетку в области основного протока для более детального описания структуры потока теплоносителя в баке. Необходимо проведение комплексных экспериментально-расчетных исследований, чтобы использовать первичные опытные данные для составления матрицы верификации по исследованию неизотермического стратифицированного течения теплоносителя в баках быстрых реакторов. Проведение верификационных расчетов даст возможность скорректировать и уточнить наиболее подходящие для этой цели модели турбулентности и коэффициенты в других замыкающих соотношениях. Полностью скорректированная расчетная модель позволит проводить расчетное обоснование проектов быстрых реакторов, таких как БН-1200 и СВБР.

Литература

1. Рачков В.И., Поплавский В.М., Цибуля А.М. и др. Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200 // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – №4. – С.201-205.
2. Чигарев А.В., Кравчук, А.С., Смалюк А.Ф. ANSYS для инженеров. Справочное пособие. – М.: Машиностроение, 2004.
3. Басов К.А. ANSYS в примерах и задачах. – М.: КомпьютерПресс 2002.
4. Опанасенко А.Н., Сорокин А.П., Зарюгин Д.Г. Стратификация теплоносителя в ядерных энергетических установках. / Тезисы докладов научно-технической конференции «Теплофизические экспериментальные и расчетно-теоретические исследования в обоснование характеристик безопасности ядерных реакторов на быстрых нейтронах (Теплофизика-2011)». Обнинск. ГНЦ РФ-ФЭИ.-2011.
5. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). – М.: Энергоиздат, 1984.
6. Идельчик И. Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям. – М.: Машиностроение, 1975.

Поступила в редакцию 28.05.2013

КОНЦЕПЦИЯ СОЗДАНИЯ БЕЗРЕАКТОРНОГО ИНТЕНСИВНОГО ИСТОЧНИКА НЕЙТРОНОВ ДЛЯ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ НА БАЗЕ УСКОРИТЕЛЯ ИОНОВ ВОДОРОДА

О.Е. Кононов, В.Н. Кононов, М.В. Боховко, Д.Е. Гремячkin
ГНЦ-РФ ФЭИ им. А. И. Лейпунского, г. Обнинск



Обсуждается создание интенсивного источника нейтронов для проведения на нем различных видов нейтронной терапии. Описываются способы генерации нейтронных пучков и их возможности. Показано, что на ускорителе с энергией до 3 МэВ возможно создание установки для нейтронной терапии с дальнейшим размещением ее в онкологической клинике.

Ключевые слова: ускоритель, быстрые нейтроны, эпитетловые нейтроны, поток нейтронов, формирователи спектров, нейтронная терапия.

Keywords: accelerator, fast neutrons, epithermal neutrons, neutron flux, beam shaping assembly, neutron therapy.

ВВЕДЕНИЕ

По современным представлениям до 3/4 онкологических больных нуждаются в том или ином виде лучевого лечения. К сожалению, в целом ряде случаев традиционные источники излучения (фотоны, электроны) оказываются малоэффективными, а в случае радиорезистентных опухолей неэффективными вообще [1]. У таких больных, число которых по различным оценкам составляет от 10 до 30%, целесообразно использовать плотноионизирующие излучения, для создания которых наиболее широкое применение нашли нейтроны, обладающие рядом радиобиологических преимуществ по сравнению с редкоионизирующими излучениями, чаще всего применяемыми в практике современной лучевой терапии. Слабая зависимость воздействия от фазы клеточного цикла, содержания кислорода, низкая вероятность репарации сублетальных повреждений, ряд других факторов делают использование нейтронов в лучевой терапии оправданным во многих клинических ситуациях.

Дистанционная нейтронная терапия применяется сегодня более чем в 20-ти центрах США, Японии, Германии, Франции, других стран. Накоплен опыт лечения более 30-ти тысяч больных. Для ряда злокачественных новообразований, в частности, опухолей слюнных желез, околоносовых пазух, метастатически пораженных лимфатических узлов шеи, мягкотканых сарком, adenокарцином предстательной железы, доказано преимущество нейтронной терапии над традиционными методами лечения [2, 3].

В России подобные технологии использовались и используются в г. Обнинске (Медицинский радиологический научный центр Министерства здравоохранения РФ, Государственный научный центр РФ-Физико-энергетический институт), г. Томске (НИИ онкологии Томского научного центра Сибирского отделения РАМН, НИИ ядерной физики Томского политехнического университета), г. Снежинске (Челябинский

© **О.Е. Кононов, В.Н. Кононов, М.В. Боховко, Д.Е. Гремячkin, 2013**

областной онкологический диспансер, ВНИИТФ – федеральный ядерный центр им. академика Е.И. Забабахина). До настоящего времени в этих центрах осуществлено лечение более 1,5 тысяч больных с тяжелыми прогностически неблагоприятными формами злокачественных новообразований.

В МРНЦ разработаны оригинальные подходы к использованию нейтронов, существенно расширяющие возможности их применения, защищенные авторскими свидетельствами и патентами. Например, сочетанная фотонно-нейтронная терапия с вкладом нейтронов в дозу радикального курса 20–40% дает возможность сохранить многие преимущества чисто нейтронного облучения, существенно уменьшив его побочные эффекты, и повышает эффективность лечения в 1,2–1,5 раза [2, 3].

Пятилетняя общая выживаемость больных местно-распространенным раком молочной железы после комплексного лечения, включавшего в себя радикальный курс сочетанной фотонно-нейтронной терапии, составила $63,4 \pm 5,9\%$, а после комплексного лечения, включавшего в себя радикальный курс фотонной терапии, – лишь $41,5 \pm 6,6\%$ ($P < 0,005$). Пятилетняя безрецидивная выживаемость больных раком органов ротовой полости и ротоглотки, которым проводилась сочетанная фотонно-нейтронная терапия, составила $41,5 \pm 13,2\%$, а после фотонной терапии аналогичный показатель равнялся $19,0 \pm 6,6\%$ ($P < 0,05$) [1, 2].

Весьма перспективной технологией является нейтронозахватная терапия (НЗТ), обладающая высокой избирательностью и эффективностью действия, что обусловлено воздействием вторичного излучения, возникающим при взаимодействии ядер ряда элементов с тепловыми нейтронами. Введение таких элементов в туморотропные вещества и последующее облучение тепловыми нейтронами позволяет добиваться излечения пациентов при опухолях мозга (мультиформная глиобластома и анапластическая астроцитома) и меланоме. По данным Hatanaka H. и других исследователей, если при прочих современных технологиях лечения больных такими опухолями мозга пятилетняя выживаемость составляет не более 5%, то нейтронозахватная терапия при соблюдении оптимальных условий увеличивает этот показатель до 29,2% [4–9]. Широкомасштабное внедрение нейтронной терапии в клиническую практику онкологических диспансеров и радиологических центров страны в настоящее время зависит от комплектования этих медицинских учреждений интенсивными источниками нейтронов и практическим освоением персоналом методик и технологий нейтронной терапии, которые накоплены в стране. Отечественный и международный опыт свидетельствует о высокой эффективности использования нейтронов для лечения мягкотканых сарком, ряда опухолей головы и шеи, молочной железы, предстательной железы, рецидивов ряда злокачественных новообразований [10–16].

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ И ПУТИ ЕЕ РЕШЕНИЯ

Для реализации задачи комплектования медицинских учреждений нереакторными интенсивными источниками нейтронов были проведены оценки возможности генерации пучков нейтронов при помощи различных ядерных реакций. Эти реакции, как правило, достаточно хорошо изучены, и задачей является проведение выбора в единой методологии через описание спектра и пространственного распределения выхода нейтронов из толстой мишени. Для реализации этой цели была разработана математическая модель описания источника нейтронов, учитывающая релятивистскую составляющую для энергий нейтронов больше 100 кэВ, что позволило более точно описать экспериментальные данные [17]. На основании модели написан ряд программ для расчета дифференциального выхода нейтронов из различных ядерных реакций, которые можно реализовать на ускорителе. Точность, с которой может быть рассчитан выход нейтронов, для большинства реакций составляет 5%. Авторами проведен сравнительный анализ различных реакций. Выбор реакции для решения конкретных приклад-

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

ных задач определяется параметрами ускорителя, необходимой энергией нейtronов, а также практической возможностью использования трития в качестве мишени. Для ускорителя с предельной энергией 2,5–3 МэВ наибольший выход нейtronов может быть получен с использованием реакций ${}^7\text{Li}(p,n){}^7\text{Be}$ и ${}^9\text{Be}(d,n){}^{10}\text{B}$, ${}^7\text{Li}(d,n){}^{24}\text{He}$. Ядерные реакции, протекающие в мишени из металлического лития при бомбардировке ионами водорода (протоны, дейтроны) с энергией 2–3 МэВ, являются наиболее перспективными для создания терапевтических пучков нейtronов с различными энергиями. Реакция ${}^7\text{Li}(p,n){}^7\text{Be}$ обладает наиболее подходящим спектром и выходом нейtronов для создания пучков эпитеplовых нейtronов, необходимых для проведения нейtronозахватной терапии (рис. 1, 2).

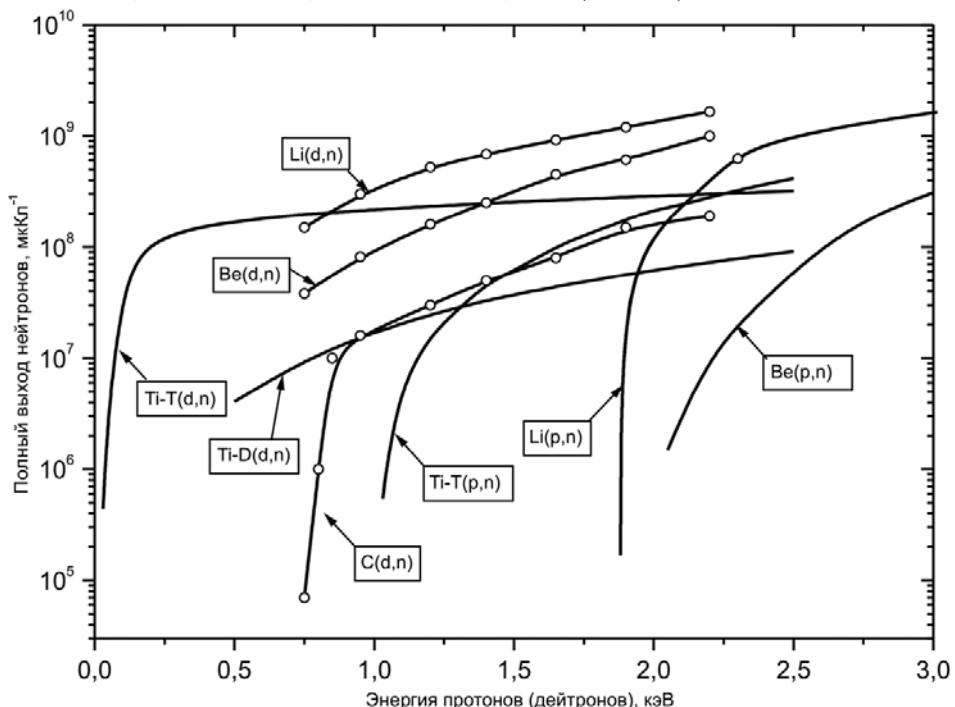


Рис. 1. Зависимость полного выхода нейtronов из толстых мишеней для различных ядерных реакций от энергии падающих частиц [17, 18]

Диапазон энергии генерируемых нейtronов может быть сравнительно просто приведен к оптимальному для НЗТ диапазону – 1 эВ – 10 кэВ путем пропускания через блок замедления-формирования [20]. С помощью этой же реакции могут быть получены пучки быстрых нейtronов с энергией 0,1–0,8 МэВ, перспективные для проведения дистанционной терапии, а также бустовой (дистанционной терапии, усиленной эффектом захвата нейtronов, например, в боре-10). Для терапии быстрыми нейtronами весьма перспективной представляется реакция ${}^7\text{Li}(d,n){}^{24}\text{He}$ (рис. 3), обеспечивающая высокий выход и энергию нейtronов.

Достоинством также является возможность использования унифицированной мишени для генерации нейtronов различных энергий, позволяющая осуществить все известные варианты нейtronной терапии.

Важным этапом работ по созданию медицинского пучка нейtronов является выбор материалов и геометрии блока замедления-формирования. Для работы с протонным пучком при энергиях от порога реакции (1,880 МэВ) до 3 МэВ был произведен поиск оптимального материала для изготовления блока замедления-формирования. При оптимизации выбрана схема максимизации эпитеplового нейtronного потока (1 эВ – 10 кэВ) при минимизации дозы от протонов отдачи и гамма-лучей. Исследовались как

отдельные химические элементы для определения наиболее эффективных, с точки зрения формирования эпитетеплового пучка, так и доступные вещества на их основе, из которых можно изготовить блок замедления-формирования.

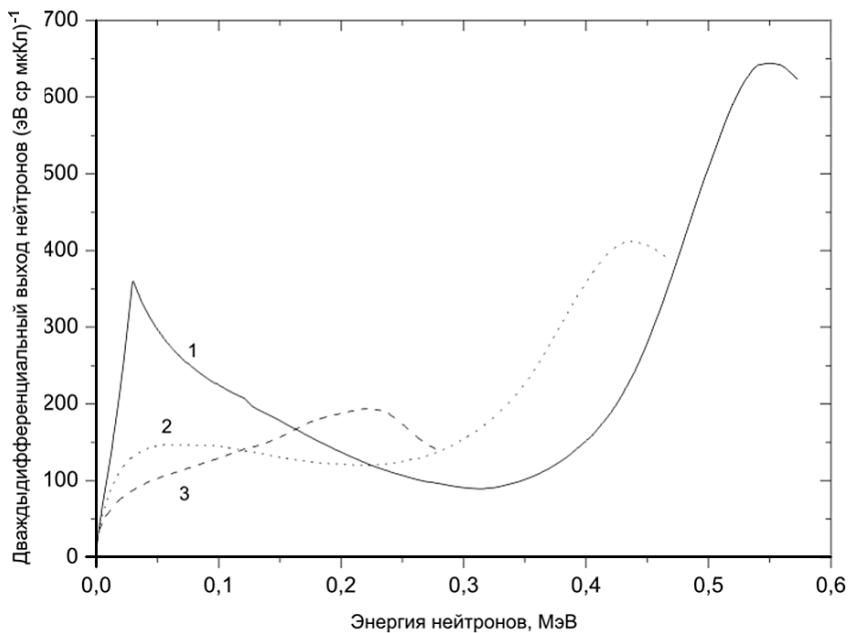


Рис. 2. Энергоугловое распределение нейтронов в реакции ${}^7\text{Li}(p,n){}^7\text{Be}$: 1 – 0° ; 2 – 45° ; 3 – 90° для толстой металлической ${}^7\text{Li}$ -мишени при начальной энергии протонов 2,3 МэВ [17–19]

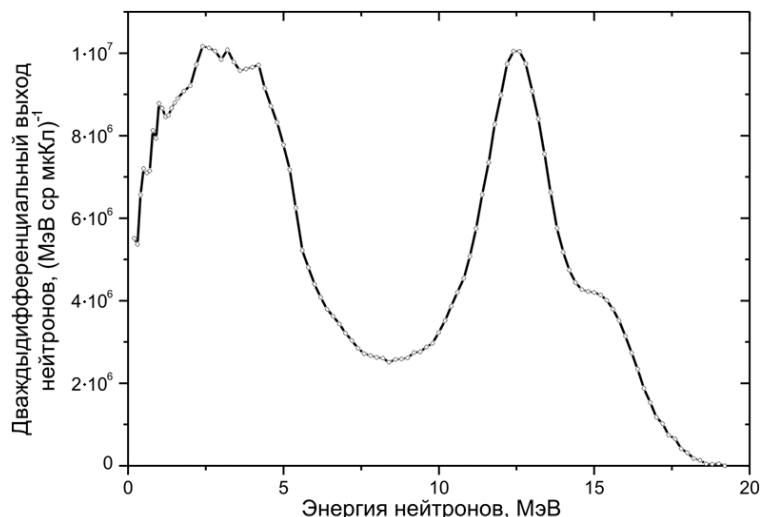


Рис. 3. Энергетический спектр нейтронов из реакции ${}^7\text{Li}(d,n){}^{24}\text{He}$ для толстой мишени под углом 0° , энергия дейtronов 2 МэВ [21]

Результаты расчетов показали, что оптимальным материалом для блока замедления-формирования является керамика из фторида магния (MgF_2 , плотность 3,18 г/см³). Исследования проведены для различных энергий падающих на мишень протонов [20, 22]. Из расчетов следует, что наиболее оптимально использование протонов с энергией 2,3–2,5 МэВ. На основании выбранного материала для изготовления блока замедления-формирования были проведены оптимизационные исследования его конструкции. Исследования проводились для реальной геометрии блока. В качестве критерия качества

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

использовалось распределение поглощенной дозы внутри водного фантома. Из соображения цена-качество, а именно, использование сравнительно дешевого, но приемлемого с точки зрения формирования пучка, относительно фторида магния политетрафторэтилена в качестве внешнего материала блока замедления-формирования предложено разработать комбинированный блок замедления-формирования из фторида магния и политетрафторэтилена (рис. 4).

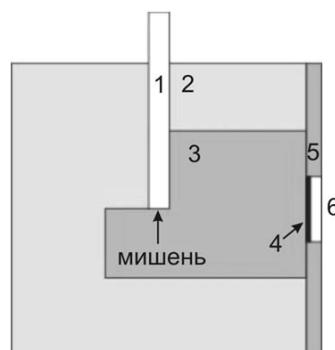


Рис. 4. Блок замедления-формирования
эпилептологического пучка нейтронов
для нейтронозахватной терапии:
1 – ионопровод;
2 – политетрафторэтилен;
3 – фторид магния;
4 – фильтр порта облучения от тепловых
нейтронов и гамма-лучей;
5 – делимитер (финальный формирователь
геометрии терапевтического пучка);
6 – портал облучения

Для блока рассчитаны значения поглощенной дозы внутри фантома (рис. 5).

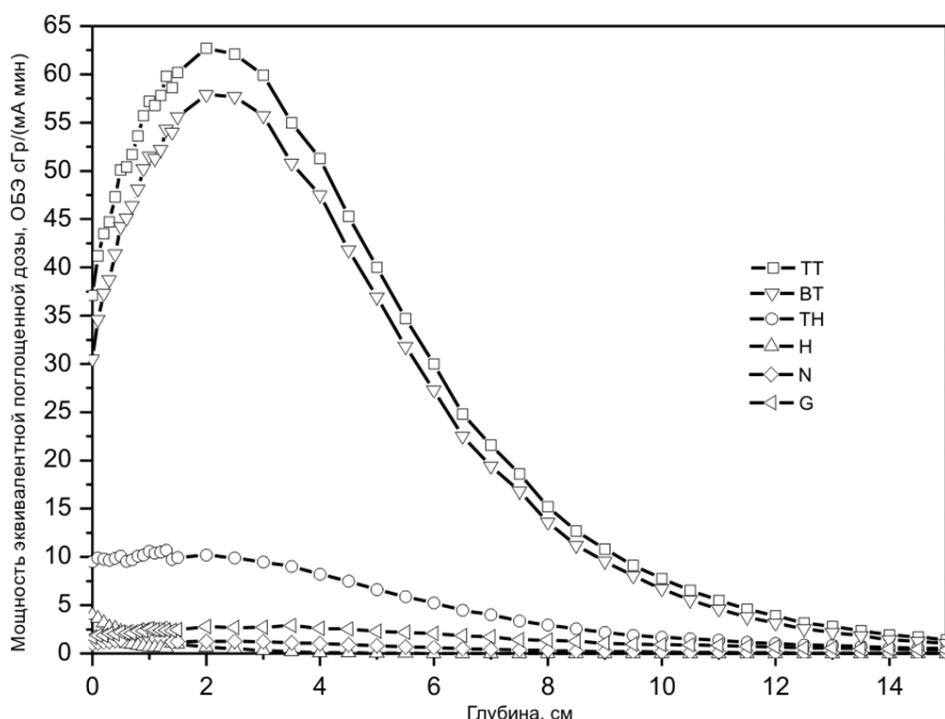


Рис. 5. Распределение по глубине фантома биологически взвешенной мощности дозы. Материал замедлителя – MgF_2 , размер $40 \times 40 \times 40$ см, энергия протонов 2,3 МэВ, ток пучка 1 мА: ТТ – полная доза в опухоли; ВТ – доза в опухоли от реакций на ^{10}B ; ТН – полная доза в здоровой ткани; Н – доза от протонов отдачи; Н – доза от взаимодействия с азотом; Г – доза от гамма-лучей. Расчет выполнен для фантома со слоями кожа-кость-мозг

Методом времени пролета измерен спектр нейтронов, покидающих блок замедления-формирования в диапазоне энергий 2 эВ – 0,5 МэВ. Результаты измерения спектра нейтронов хорошо согласуются с результатами расчетов методом Монте-Карло [23].

Произведено сопоставление полученных результатов с мировыми аналогами. Раз-

работанный блок не уступает лучшим образцам по мощности и достижимой глубине облучения [19, 20, 24].

Плотность потока эпитетловых нейтронов в порте облучения при токе пучка протонов на мишени 10 мА (тепловая мощность, выделяемая в мишени, 20–25 кВт) превышает $5 \cdot 10^9 \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$, что обеспечивает длительность сеанса облучения порядка пяти минут при величине поглощенной дозы в опухоли ~2 Гр. Следует сказать, что конструкция блока замедления-формирования может предусмотреть наличие до пяти портов облучения с разными характеристиками пучков (соотношение интенсивности и качества).

Как уже отмечалось, для дистанционной терапии могут быть применены пучки нейтронов из реакции ${}^7\text{Li}(p,n){}^7\text{Be}$ (энергия нейтронов 0,1–0,8 МэВ) и ${}^7\text{Li}(d,n){}^4\text{He}$ (энергия нейтронов до 18 МэВ). Для достижения максимально возможной глубины проведения терапии наибольший интерес представляет реакция ${}^7\text{Li}(d,n){}^4\text{He}$.

На рисунке 6 представлены результаты расчета поглощенной дозы при облучении фантома пучком нейтронов из реакции ${}^7\text{Li}(d,n){}^4\text{He}$. Из рисунка видно, что для этого источника нейтронов глубина половинного ослабления дозы от протонов отдачи составляет 5,5 см. Полный выход нейтронов принимался равным $1,3 \cdot 10^{12} \text{ мА}^{-1}$.

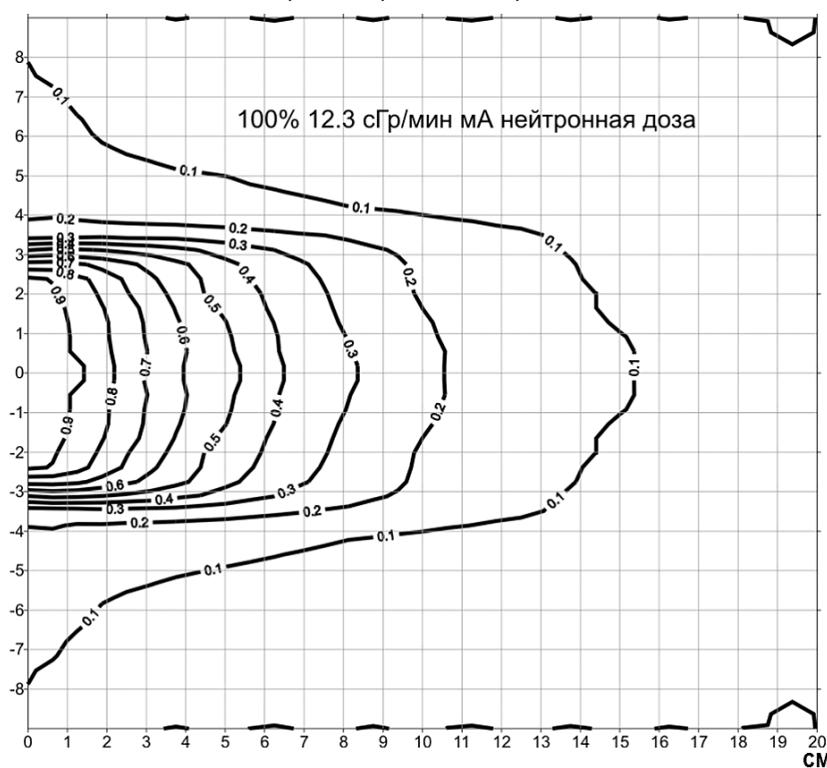


Рис. 6. Распределение поглощенной дозы внутри фантома в долях от максимальной дозы, \varnothing коллиматора 6 см

Доза, создаваемая гамма-лучами захвата тепловых нейтронов в водороде фантома, практически равномерно распределена по всему объему фантома и не превышает 1% от величины дозы от протонов отдачи. Величина создаваемой гамма-лучами, рождающимися в мишени, мощности дозы не превышает 2% от мощности эквивалентной протонной дозы. Характеристики пучка нейтронов можно изменить путем использования полиэтиленового фильтра, который заметно изменяет соотношения интенсивности нейтронов в жесткой и мягкой областях спектра. Выполнен расчет поглощенной дозы для медицинского пучка малого диаметра. Результат показывает, что такие каналы могут быть использованы для избирательного облучения нейtronами аналогично «гамма-

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

ножу», поскольку область облучения имеет четко сформированные границы, а ее диаметр может быть меньше диаметра прицельного объема (~6 см), что позволит проводить щадящее облучение с разных направлений. Эти обстоятельства дают дополнительные возможности при планировании нейтронной терапии.

Наряду с нейтронным каналом мишень является интенсивным источником β^- -излучения от распада изотопа ${}^8\text{Li}$, образующимся в реакции ${}^7\text{Li}(\text{d},\text{p}){}^8\text{Li}$. Радионуклид ${}^8\text{Li}$ является чистым β^- -излучателем с периодом полураспада 0,83 с и энергией β^- -распада ~13 МэВ. Около 80% электронов распада ${}^8\text{Li}$ имеют энергию более 4 МэВ. На основании имеющихся данных по сечению реакции ${}^7\text{Li}(\text{d},\text{p}){}^8\text{Li}$ был рассчитан выход радионуклида ${}^8\text{Li}$ из толстой литиевой мишени. Расчет производился в рамках модели непрерывного торможения ионов дейтерия в металлическом литии с использованием имеющихся данных по тормозной способности ионов дейтерия. При энергии дейtronов 2 МэВ выход ${}^8\text{Li}$ из толстой мишени составляет $4,5 \cdot 10^8 \text{ мкКл}^{-1}$. Расчетная мощность дозы, создаваемая электронами распада ${}^8\text{Li}$ на расстоянии 150 мм от мишени, составляет ~0,05 Гр/с. Результаты расчетов были экспериментально проверены дозиметрическими измерениями с помощью миниатюрных ионизационных камер. Источник излучения с такими характеристиками позволяет производить одновременно облучение плотно- и редкоионизирующими излучением с различным относительным вкладом. Он представляет определенный интерес для радиотерапии, поскольку фактор одновременности существенно изменяет условия проведения сочетанной терапии, и весьма вероятно повлияет на ее эффективность в сторону увеличения [25].

Таким образом, источник на основе ускорителя дейtronов с энергией 2–3 МэВ и при использовании реакции ${}^7\text{Li}(\text{d},\text{n}){}^2\text{He}$ обеспечивает глубину половинного ослабления дозы ~5,5 см и может рассматриваться в качестве перспективной установки для дистанционной нейтронной терапии в условиях клиники.

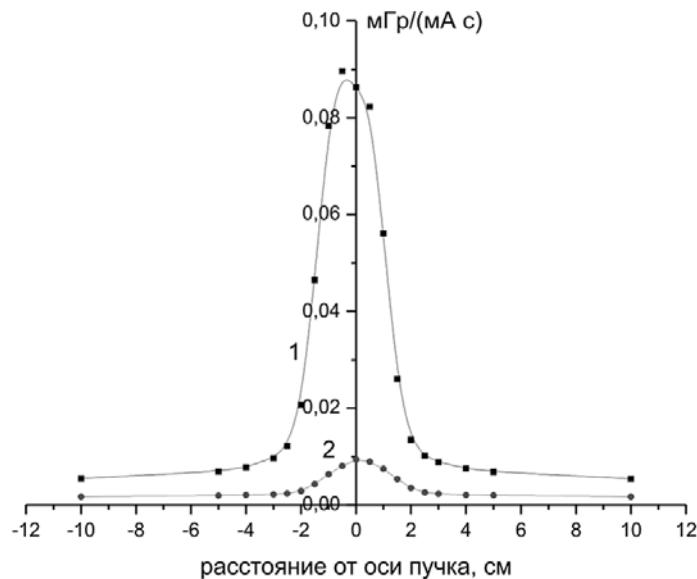


Рис. 7. Мощность поглощенной дозы при использовании коллиматора с каналом \varnothing 2 см. Профиль пучка у стенки фантома

Для проверки результатов расчета на ускорителе КГ-2,5 ГНЦ РФ-ФЭИ были проведены эксперименты по измерению дозы внутри водного фантома. Для этих экспериментов были изготовлены формирователи пучков эпителевых и быстрых нейтронов, нейтроногенерирующая мишень и собрана система измерения поглощенной дозы внутри

водного фантома. Результат измерения дозы для канала малого диаметра представлен на рис. 7. Измерения проводились двумя ионизационными камерами. Одна из них – RTW изготовлена из тканеэквивалентного пластика, и во время измерений через нее пропускался тканеэквивалентный газ, вторая – RMW изготовлена из магния, и во время измерения через нее пропускался аргон. Магниевая камера малочувствительна к нейtronам, и на основе разности показаний дозиметров можно судить о нейтронной дозе в данной точке фантома [26]. Для измерений использовались дозиметры ДКС-101.

ВЫВОДЫ

На основании расчетов и проведенных экспериментов разработана концепция создания универсальной установки для проведения дистанционной нейтронной и нейтронозахватной терапии. Установка включает в себя ускоритель ионов водорода с энергией 2,5–3 МэВ и током пучка более 5 мА, нейтронообразующую литиевую мишень, блоки формирования пучков быстрых и эпитетловых нейтронов, систему планирования терапии на основе расчета переноса излучения методом Монте-Карло, комплекс дозиметрического оборудования. Эксперименты проводились на ускорителе КГ-2,5 ГНЦ РФФЭИ при энергии протонов и дейtronов 2–2,3 МэВ и токах пучка на мишени 1 мА. Ускоритель был разработан в НИИЭФА им. Д.В. Ефремова и установлен в ФЭИ в конце шестидесятых годов. К сожалению, состояние ускорителя позволило лишь производить принципиальную проверку основных положений концепции, в частности, облучения пациентов. Для проведения реальных клинических испытаний необходимо использовать, например, коммерчески доступный ускоритель на энергию 3 МэВ и ток 10 мА. Этот ускоритель будет укомплектован разработанными блоками на основе фторида магния для нейтронозахватной терапии и коллимирующим блоком для дистанционной терапии, разработанной мишенью, способной работать с пучками мощностью 30 кВт. Дальнейшим развитием применения установки можно считать изучение возможной сочетанной электронно-нейтронной терапии, которую можно осуществить при использовании пучка нейтронов, электронов и гамма лучей, генерируемых при облучении литиевой мишени дейtronами.

Работа проводилась при финансовой поддержке Министерства образования и науки Российской Федерации, государственный контракт №14.512.11.0107.

Литература

1. Цыб А.Ф., Мардынский Ю.С., Ульяненко С.Е. Нейтроны в лечении злокачественных новообразований / – Обнинск: МРНЦ РАМН – 2003.
2. Гулидов И.А., Мардынский Ю.С., Цыб А.Ф. и др. Нейтроны ядерных реакторов в лечении злокачественных новообразований. – Обнинск: МРНЦ РАМН. – 2001. – 132 с.
3. Развитие биомедицинских и физических основ использования реакторных нейтронов для дистанционной, нейтронозахватной и сочетанной лучевой терапии / Отчет МРНЦ РАМН, Обнинск. – 2004.
4. Nakagawa Y., Hatanaka H. Boron neutron capture therapy. Clinical brain tumor studies // J. Neuro-Oncology. – 1997. - V. 33. N. 1&2. – P. 105–115.
5. Sweet W.H. Early history of development of boron neutron capture therapy of tumors // J. Neuro-Oncology. – 1997. - V. 33. - N. 1&2. – P. 19–26.
6. Barth R.F., Coderre J.F., Vicente M.G. et al. Boron neutron capture therapy of cancer: current status and future prospects // Clin. Cancer Res. – 2005. – V. 11. – N. 11. – P. 3987–4002.
7. Barth R.F., Soloway A.H. Boron neutron capture therapy of brain tumors – current status and future prospects // J. Neuro-Oncology. – 1997. - V. 33. - N. 1&2. – P. 3–7.
8. Barth R.F., Soloway A.H., Brugger R.M. Boron neutron capture therapy of brain tumors: past history, current status, and future potential // Cancer Invest. – 1996. - V. 14. - N. 6. – P. 534–550.
9. Capala J., Skold K., Stenstam B.H. et al. Clinical BNCT studies in Sweden. In: Research and Development in Neutron Capture Therapy (W. Sauerwein, R. Moss, A. Witting), Essen, 2002. – P. 1101–1106.

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

10. Грибова О.В. Результаты комбинированного и лучевого лечения злокачественных новообразований слюнных желез и прогностически неблагоприятного рака щитовидной железы с применением быстрых нейтронов 6,3 МэВ // Сибирский онкологический журнал. 2009. Приложение № 1. С. 51-52.
11. Douglas J.D., Koh W.J., Austin-Seymour M., Laramore G.E. Treatment of Salivary Gland Neoplasms with fast neutron Radiotherapy // Arch Otolaryngol Head Neck Surg. Vol. 129, 944-948. Sep. 2003.
12. MacDougall R.H., Orr J.A., Kerr G.R. and Duncan W. Fast neutron treatment for squamous cell carcinoma of the head and neck: final report of Edinburgh randomised trial. BMJ. 1990 December 1; 301(6763): 1241-1242.
13. Wagner F.M. et al. Neutron medical treatment of tumours – a survey of facilities // 2nd International workshop on fast neutron detectors and applications. 2012.
14. Бобкова Г.Г., Важенин А.В. Место нейтронной терапии в паллиативном лечении при метастазах в лимфатические узлы шеи без первичного очага, в головной мозг, головы и шеи // Успехи современного естествознания, 2012 – №8 – С. 8-14
15. Мусабаева Л.И., Лисин В.А. и др. Нейтронная и нейтронно-фотонная терапия в лечении местнораспространенных форм рака молочной железы и местных рецидивов. // Практическая медицина, 2009 – №36 – С. 45-46
16. Лукина Е.Ю., Важенин А.В. и др. Оценка эффективности применения сочетанной фотонно-нейтронной терапии в зависимости от глубины залегания первичного очага у пациентов со злокачественными опухолями головы и шеи // Диагностика и лечения опухолей головы и шеи, 2011 – №3 – С. 11-15.
17. Кононов О.Е. , Кононов В.Н. , Боковко М.В., Чу В.Т. Источники нейтронов на основе ускорителя для нейтронной и нейтронозахватной терапии / Препринт ФЭИ - 2985, 2003.
18. Kononov V.N., Bokhovko M.V., Kononov O.E. et al. Accelerator-based fast neutron source for fast neutron therapy // Nucl. Instr.&Meth., A564, 525-531. 2006.
19. Кононов В.Н., Коробейников А.В., Коробейников В.В., Кононов О.Е., Соловьев Н.А. Использование функций влияния при оптимизации пучков нейтронов для целей нейтронной терапии / / Известия вузов. Ядерная энергетика. 2008. № 4. С. 146-156.
20. Kononov O.E., Kononov V.N., Bokhovko M.V., Korobeynikov V.V., Soloviov N.A., Sysoev A.S., Gulidov I.A., Chu W.T., Nigg D.W. Optimization of an accelerator-based epithermal neutron source for neutron capture therapy // Applied Radiation and Isotopes. 61, 1009 – 1013, 2004.
21. Кононов О.Е. Источники нейтронов на базе ускорителей для задач нейтронной и нейтронозахватной терапии. / Диссертация на соискание степени кандидата физ.-мат. наук. Обнинск: 2010. – С. 81-86.
22. Kononov O.E. Epithermal neutron source based on $^7\text{Li}(p,n)^7\text{Be}$ reaction optimization for neutron capture therapy. // Proc. third young members neutron capture therapy meeting, Pisa, Italy, 2003.
23. Kononov V.N., Bokhovko M.V., Kononov O.E., Korobeynikov V.V., Soloviev N.A. The time-of-flight epithermal neutron spectrum measurement from accelerator based BNCT facility / Advances in Neutron capture therapy. Proceedings of ICNCT-12 – 2006 - P.368-370.
24. Binns P.J., Riley K.J., Harling O.K. Dosimetric comparison of six epithermal neutron beams using an ellipsoidal water phantom / Research and development in neutron capture therapy // Mondazzi Editore – 2002 – P.405-409.
25. Бекетов Е.Е. Влияние сочетанного гамма-нейтронного облучения на гибель опухолевых клеток *in vitro* и *in vivo* / Автографат на соискание ученой степени к.б.н. Обнинск, 2012.
26. Jaarvinen H., Voorbraak P.W. Recommendation for the dosimetry of the Boron Neutron Capture Therapy / NRG report 21425/03.55339/C, Petten.

Поступила в редакцию 10.10.2013

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ОСОБЕННОСТЕЙ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ РАСХОДОВ В КАНАЛАХ МОДЕЛИ ДВУХПЕТЛЕВОГО РЕАКТОРА

Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



Приводятся опытные данные по распределению расходов в имитаторах рабочих каналов экспериментального стенда «Модель исследовательского реактора» с двухпетлевой компоновкой. Изложены методики проведения экспериментов и обработки полученных опытных данных. На основании проведенных опытов сделан вывод о применимости полученных данных в обоснование безопасности двухпетлевой реакторной установки.

Ключевые слова: гидромодель, реактор, экспериментальный стенд, расход рабочего тела, модель активной зоны, турбулентность, картограмма распределения расходов, датчики давления, изотахи относительных скоростей.

Key words: hydromodel, reactor, experimental facility, working medium flowrate, core model, turbulence, flowrate distribution cartogram, pressure transducers, normalized velocity isolachs.

ВВЕДЕНИЕ

Проведение экспериментальных исследований, связанных с определением неравномерности распределения расходов теплоносителя в тепловыделяющих сборках реакторных установок, является трудоемкой и сложной задачей внутриреакторных измерений. Для исследований применялась частично искаженная модель активной зоны, поэтому возникла необходимость разработки специальных датчиков расходов и проведения массовых замеров расходов с соответствующей обработкой результатов опытов.

Основной целью работы являлось получение экспериментальных результатов по распределению расходов воды в имитаторах рабочих каналов (ИРК) с имитаторами ТВС модельной установки при максимально приближенных к реальным числах Рейнольдса. Опыты проводились на гидродинамическом стенде (ГДС) с моделью реактора, содержащей 151 ИРК и подачей расхода воды $\approx 285 \text{ м}^3/\text{с}$.

ИСПОЛЬЗОВАННЫЕ ДАТЧИКИ И СПОСОБЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ СРЕДНЕРАСХОДНОЙ СКОРОСТИ В ИРК С ИМИТАТОРАМИ ТВС

Эксперименты по установлению распределения расходов по ИРК с имитаторами ТВС гидромодели реактора были проведены на экспериментальном стенде «Модель исследовательского реактора» (МИР) ИАТЭ НИЯУ МИФИ. Подробное описание стенда, его технические и геометрические характеристики, а также параметры гидродинамической модели (ГДМ) реакторной установки (РУ) приведены в работе [1]. Основным условием конструктивного исполнения ИРК было достижение одинаковости коэффициентов со-

© Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, 2013

противления натурных рабочих каналов (РК) с ТВС и ИРК с имитаторами ТВС.

Измерения распределения расходов воды в ИРК проводилось двумя типами датчиков – коротким и длинным «ленточными» зондами в конструктивном исполнении ГНЦ РФ-ФЭИ [2] и «рамочным» зондом, конструкция которого разработана авторами статьи. Общий вид конструкции обоих типов ленточных зондов приведен на рис. 1. Ленточный зонд имеет в сечении две соприкасаемые спаянные трубы диаметром $2 \times 0,2$ мм. Для проведения измерений было изготовлено два коротких зонда длиной 1100 мм и два длинных зонда длиной 2200 мм.

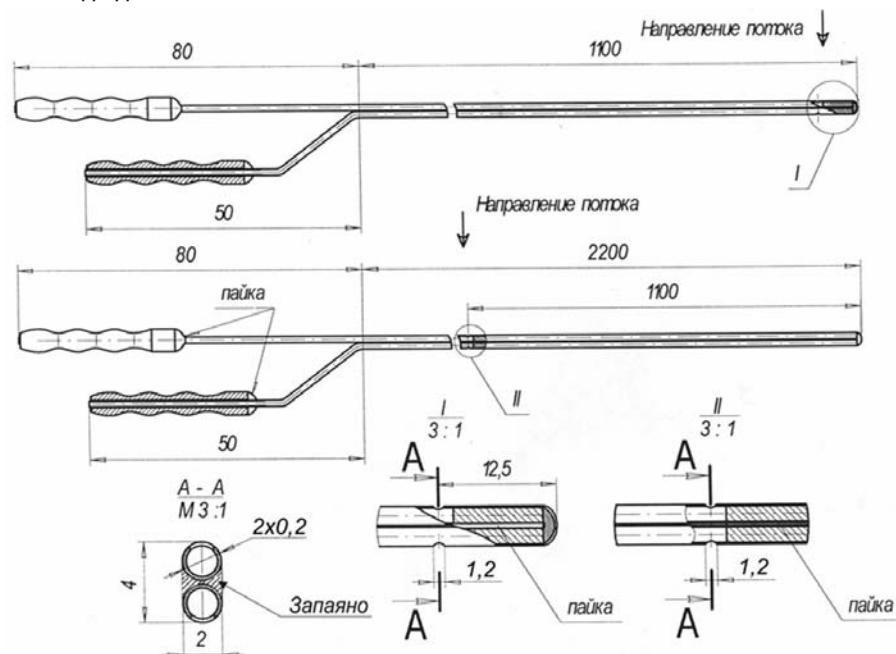


Рис. 1. Конструкция длинного и короткого ленточных зондов

С одной стороны трубы зондов запаяны, другой стороной они соединяются с импульсными трубками, по которым давление, воспринимаемое приемными отверстиями зонда, передается на прибор измерения давления. Приемные отверстия зонда с диаметром 1,2 мм находятся, по отношению к набегающему потоку, на передней и задней трубках зонда. Переднее отверстие воспринимает давление торможения, заднее – давление в задней точке овала зонда. Поскольку давление в задней точке овала зонда значительно меньше статического давления, ленточный зонд является устройством, увеличивающим измеряемый перепад давления. Это уменьшает относительную ошибку измерений и увеличивает точность определения скорости. Этой же цели служит и размещение приемных отверстий зонда в центральной (суженной) части профилированных сопел, установленных в каждом ИРК [1, 2]. При перемещении ленточного зонда по диаметральному направлению ГДМ приемные отверстия зонда фиксируются (с учетом расстояния между центрами ИРК) поочередно в центре каждого из каналов, и измеряется соответствующий перепад напоров на зонде.

Устройство рабочей части рамочного зонда аналогично ленточному зонду. Однако длина участка соприкасаемых спаянных трубок, где расположены приемные отверстия зонда, ограничивается диаметром канала, в который вводится зонд. Одни концы трубок, расположенные в данном датчике противоположно друг другу, запаяны, трубы изогнуты и образуют рамку с внешним размером 11 мм, что обусловлено диаметром 12 мм суженной части сопел ИРК, в которые устанавливается зонд. В отличие от ленточного

зонда, он не протягивается поочередно через ИРК, а устанавливается стационарно в любой ИРК. Рамочный зонд закреплен в винтовой пробке и совместно с ней ввинчивается в нарезные отверстия крышки ГДМ. Место крепления рамочного зонда в винтовой пробке подобрано таким образом, чтобы приемные отверстия зонда в рабочем положении находились в центральной суженной части сопел ИРК. Схемы установки рамочного и ленточного зондов показаны на рис. 2, фотографии этих зондов – на рис. 3.

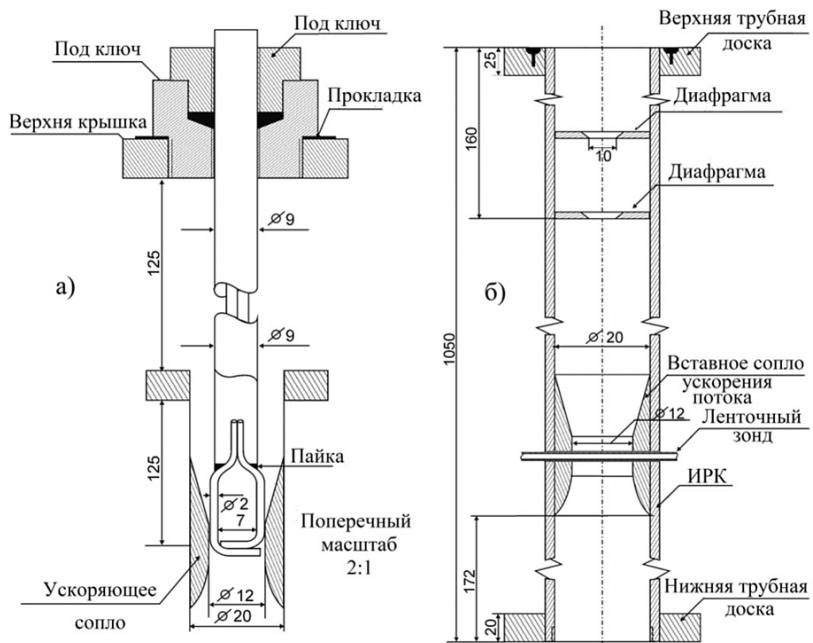


Рис. 2. Конструкция и установка рамочного и ленточного зондов в ИРК

В наиболее общем случае ленточный и рамочный зонды могут рассматриваться как датчики среднерасходной скорости в ИРК. Используя уравнение Д. Бернулли, нетрудно получить соотношение для средней скорости в ИРК:

$$V = \sqrt{K_z \frac{2\Delta P}{\rho_{f_ГДМ}}} .$$

С учетом поправок на неполное заполнение трубок соединительных линий водой и температуры воздуха в них перепад давления в приемных отверстиях зонда определялся как

$$\Delta P = (\rho_f - \rho_g)g\Delta H ,$$

где $\Delta H = (H_1 - H_2)$ – разность напоров в приемных отверстиях зонда [м]; g – ускорение свободного падения [$\text{м}/\text{с}^2$]; ρ_f , ρ_g – плотность воды и воздуха в пьезометрических трубках [$\text{кг}/\text{м}^3$]; $\rho_{f_ГДМ}$ – плотность воды в ГДМ, [$\text{кг}/\text{м}^3$]; K_z – тарировочный коэффициент.

Тарировка ленточных зондов проводилась в ГНЦ РФ-ФЭИ в воздушном потоке, а тарировка рамочных – на стенде «Параллельные каналы» в потоке воды с использованием способа определения расхода, разработанного на кафедре теплофизики ИАТЭ НИЯУ МИФИ [3, 4]. Оба типа зондов показали линейную тарировочную характеристику со средними значениями тарировочного коэффициента $\langle K_z \rangle = 0,602$ – для ленточных зондов и $\langle K_z \rangle = 0,742$ – для рамочных зондов.

Сравнение расходов, полученных с помощью ленточных и рамочных зондов с дан-

ными, полученными на образцовых расходомерах, показали, что погрешность измерения расхода рамочным зондом не превосходит 1,1 %, а ленточным – 1,5 %. Общая погрешность проведения измерений с учетом погрешностей измерения температуры и расходов по петлям ГДС не превосходила 5,2 %.

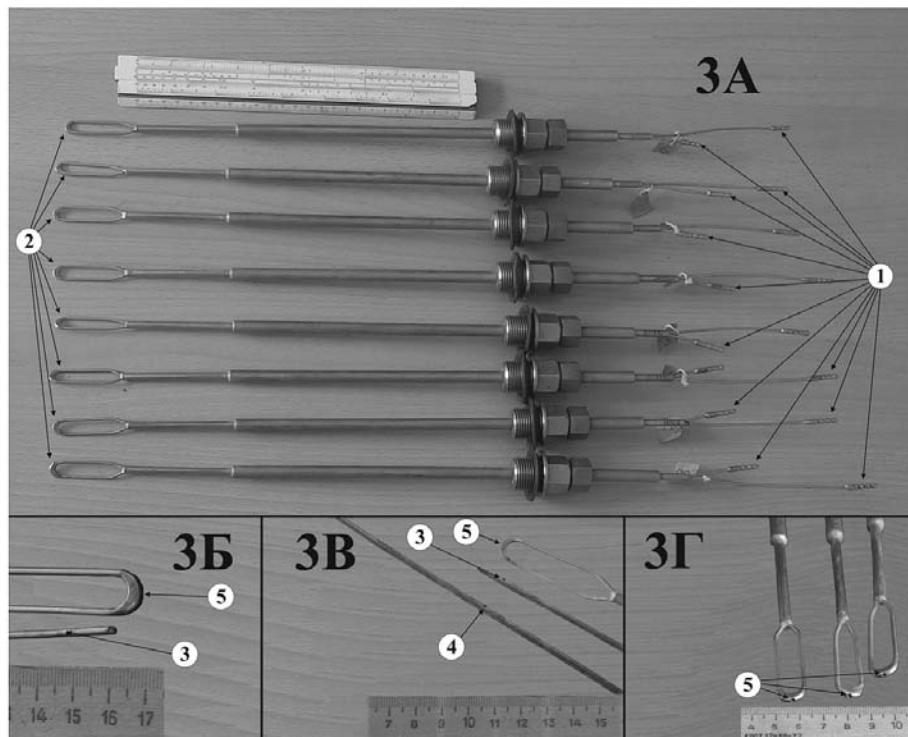


Рис. 3. Общий вид рамочного и ленточного зондов:
3А – рамочные зонды; 3Б – рабочая часть рамочного и короткого ленточного зондов; 3Г – рабочая часть рамочного зонда с приемными отверстиями; 1 – трубы отвода измеренного перепада давления; 2 – рабочая часть рамочного зонда; 3 – приемное отверстие короткого ленточного зонда; 4 – приемное отверстие длинного ленточного зонда; 5 – приемное отверстие рамочного зонда

В ходе проведения экспериментов было выполнено 126 серий измерений средних скоростей в ИРК ГДМ ленточными и рамочными зондами. Эксперименты проводились при температуре воды 20 – 62 °С для случаев: 1) одинаковый расхода по обеим петлям; 2) подача воды только по левой петле; 3) подача воды только по правой петле. Расход воды через ГДМ варьировался в диапазоне 114,1 – 285,6 т/ч.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ИССЛЕДОВАНИЯ

Для получения достоверных данных о распределении расходов по ИРК ГДМ было предложено провести измерения в каналах, расположенных в наиболее характерных зонах. Вся область расположения каналов разделена на 12 секторов, образуемых углами по 30°. Отсчет углов производится от диаметрального направления, совпадающего с направлением расположения напорных и выходных патрубков, считая от канала номер 82 против часовой стрелки (рис. 4).

Первоначально рамочные зонды устанавливались в каналы, расположенные на диаметральных направлениях 90, 60 и 30°, затем 30 и 150°. Поскольку на направлениях 30, 90, и 150° число каналов равно шести, оставшиеся два зонда устанавливались в смежные периферийные каналы. Далее рамочные зонды устанавливались в каналы, расположенные на двух параллельных направлениях, смежных с диаметральным направлением 0°.

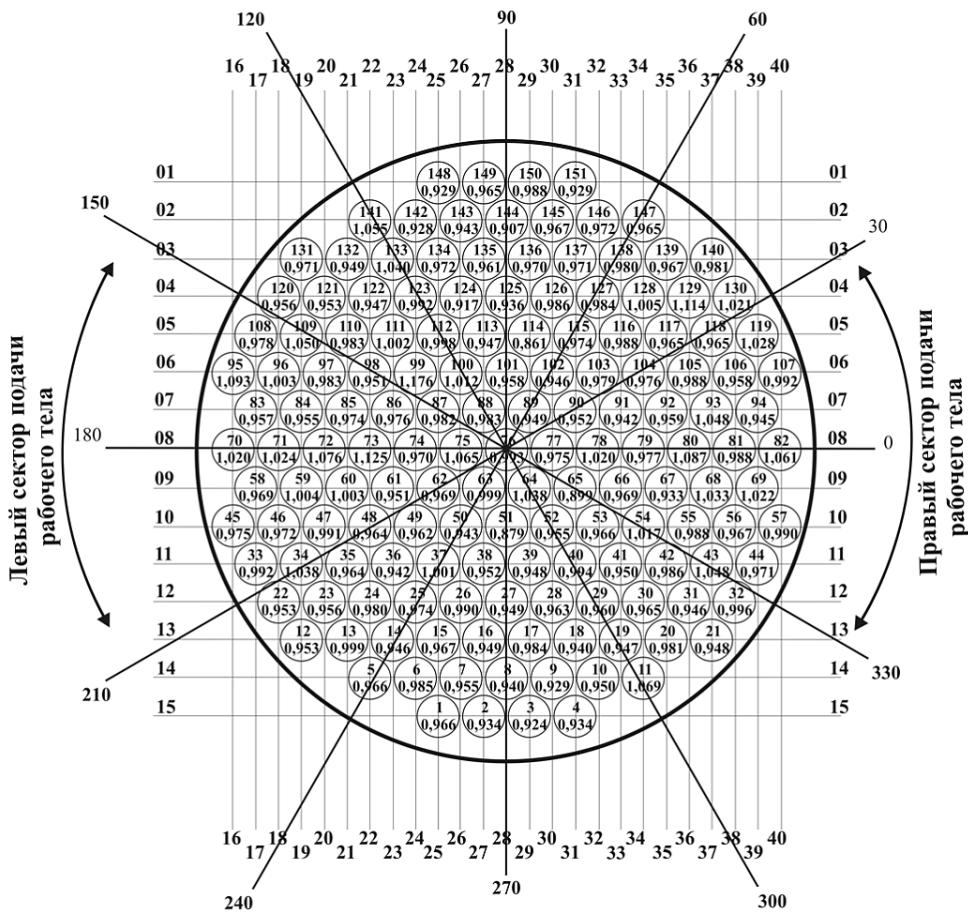


Рис. 4. Картограмма распределений относительных скоростей в ИРК

Чтобы охватить каналы, расположенные внутри секторов, рамочные зонды устанавливались в четырех периферийных каналах каждого сектора. Таким образом, средние скорости (расходы) были измерены в 106 каналах, по которым можно получить полное представление о характере распределения расходов по ИРК ГДМ.

Картограмма результатов измерения относительных скоростей (расходов) воды по каналам ИРК двухпетлевой ГДМ приведена на рис. 4 (указаны значения скоростей по отношению к скорости, рассчитанной по полному расходу через ГДМ). Из картограммы хорошо видно, что в секторах 330 – 30°, 150 – 210°, т.е. в областях входа рабочего тела в нижний раздаточный коллектор, наблюдается локальное повышение относительного расхода. Последнее обстоятельство объясняется непосредственной близостью упомянутых выше секторов к напорным линиям петель ГДС.

Анализ картограммы (рис. 4) показал, что относительный расход составил в секторе 30 – 150° $Q_{30-150} = 0,964^{+0,11}_{-0,085}$; в секторе 150 – 210° $Q_{150-210} = 1,0^{+0,12}_{-0,049}$; в секторе 210 – 330° $Q_{210-330} = 0,976^{+0,2}_{-0,115}$; в секторе 330 – 30° $Q_{330-30} = 1,003^{+0,12}_{-0,049}$.

Как показано в работе [5], разброс в значениях величин относительных расходов по ИРК ГДМ объясняется, во-первых, влиянием неравномерности подачи воды в ГДМ за счет разницы в подаче питательных насосов, а во-вторых, отклонением геометрии проточной части ГДМ от проектной за счет принятых в промышленности допусков и отклонений.

Необходимо принять во внимание наличие байпасных перетечек через собственно каландр, так как в его конструкции есть отверстия для травления воздуха из межтрубного пространства при заполнении ГДМ водой [1, 2]. Отметим, что величина расхода через отверстия для травления воздуха из ГДМ в натурном реакторе соответствует суммарной величине расхода теплоносителя через каналы СУЗ.

Минимальное значение расхода воды было получено в каналах, расположенных примерно на середине радиуса активной зоны. Пониженные значения расходов теплоносителя в реакторе, особенно в центральной его части, могут стать причиной снижения запаса до температуры кипения воды в ТВС. В случае вскипания воды в ТВС может проявляться эффект изменения коэффициента реактивности, что нежелательно.

Для подтверждения достоверности полученных экспериментальных данных была рассчитана функция распределения относительных скоростей (расходов) воды в каналах имитаторов ТВС. Для этого диапазон изменения относительных скоростей по ИРК ТВС $V_i/V_{151} = 0,86 - 1,18$ (V_{151} – средняя скорость в каналах, рассчитанная по суммарному расходу в обеих напорных петлях ГДМ; V_i – средняя скорость воды в i -ом канале) был равномерно разбит на поддиапазоны шириной $V_i/V_{151} = 0,08$. Для каждого поддиапазона было найдено количество каналов с соответствующими значениями измеренных скоростей. Результаты предварительного анализа представлены в виде гистограммы на рис. 5.

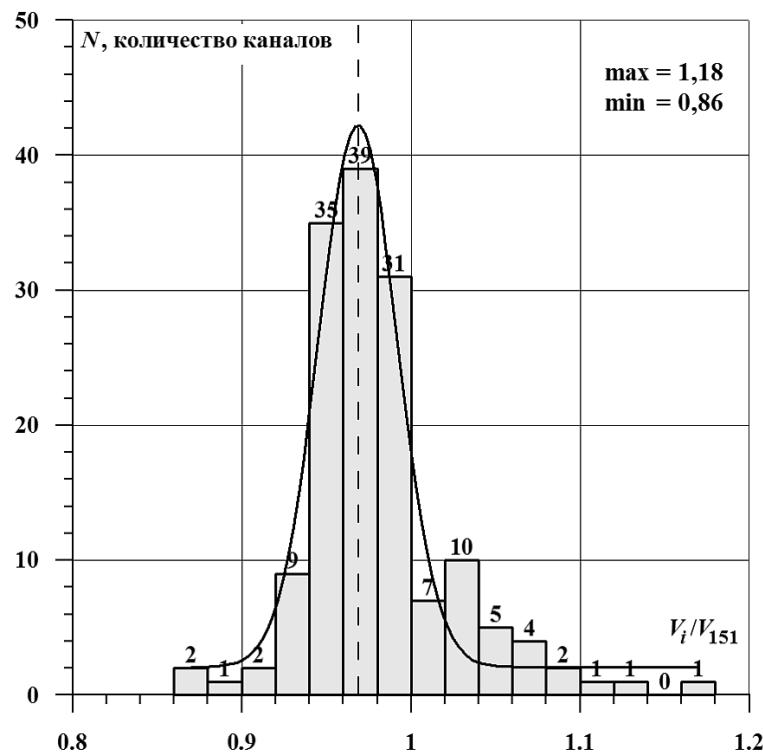


Рис.5. Гистограмма распределений относительных скоростей по ИРК

В заключение отметим, что относительная скорость в части ИРК (секторы диаметрально противоположные секторам напорных патрубков) значительно отличается от среднего значения. Это обстоятельство указывает на необходимость проведения гидравлического профилирования модели активной зоны, а при переносе опытных данных на натурную реакторную установку – и гидравлического профили-

рования натурного реактора.

Выводы

По полученным и представленным в работе результатам опытов можно сделать следующие выводы:

- предложенная конструкция рамочного зонда явилась удобным инструментом для измерения среднерасходной скорости в многоканальных измерениях;
- средняя неравномерность распределения расходов по ИРК ГДМ при работе двух петель с одинаковыми максимальными расходами не превышает $\pm 6\%$ от среднего значения, относительная погрешность измерений при проведении опытов составила $\pm 6,2\%$;
- максимальные скорости (расходы) получены в ИРК, расположенных в области входных и выходных патрубков.

Авторы выражают признательность инженерному персоналу кафедры «Теплофизика» ИАТЭ НИЯУ МИФИ за помощь в проведении экспериментальных работ.

Литература

1. Авдеев Е.Ф., Чусов И.А., Устюжанин А.Я. и др. Гидравлический стенд для испытаний моделей ядерных реакторов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – №4. – 2004. – С. 70 – 83.
2. Авдеев Е.Ф., Чусов И.А., Левченко В.А. и др. Экспериментальное исследование гидравлического сопротивления модели корпусного реактора. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – №4. – 2005. – С. 77 – 85.
3. Авдеев Е.Ф., Большунова В.В. Способ определения расхода в трубопроводе. / Патент №2169905. от 27 июня 2001 г.
4. Авдеев Е.Ф., Карташов К.В. Верификация способа определения расхода при турбулентном течении в трубах. / Труды IV Российской национальной конференции по теплообмену. – М.: 2006. – Т.8. – С. 33-34.
5. Юрьев Ю.С., Левченко Ю.Д., Чусов И.А. и др. Влияние отклонений геометрии тракта двухплетевой гидравлической модели на неопределенность общего коэффициента гидросопротивления. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – №3. – 2005. – С. 81 – 86.

Поступила в редакцию 08.05.2013

УРАВНЕНИЯ И АЛГОРИТМЫ РАСЧЕТА ТЕМПЕРАТУРНЫХ ПОЛЕЙ ОБОЛОЧКИ ВРАЩЕНИЯ В АЭРОДИНАМИЧЕСКОМ ПОТОКЕ С УЧЕТОМ ЗАВИСИМОСТИ СВОЙСТВ ЕЕ МАТЕРИАЛА ОТ ТЕМПЕРАТУРЫ

Л.С. Розман

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



Для современных программ освоения космоса с использованием ракет-носителей с ядерными установками появилась необходимость быстрого и эффективного расчета температурных полей головной части ракеты для обеспечения безопасной транспортировки ядерных установок на орбиту. В работе рассматриваются постановка и алгоритмы решения нестационарной задачи расчета температурных полей оболочки вращения в высокотемпературном аэродинамическом потоке с заданной температурой. Предлагается физическая модель и алгоритмы расчета температурных полей в лобовой части и в окружных сечениях оболочки. Модель с учетом уноса материала позволит прогнозировать возможность выполнения целевой направленности оболочки при различных значениях определяющих параметров.

Ключевые слова: оболочки вращения, уравнение теплопроводности, расчет температурного поля.

Key words: shells of revolution, heat transfer equation, calculation of temperature field.

ВЫВОД НЕЛИНЕЙНОГО УРАВНЕНИЯ ТЕПЛОПРОВОДНОСТИ ОБОЛОЧКИ ВРАЩЕНИЯ

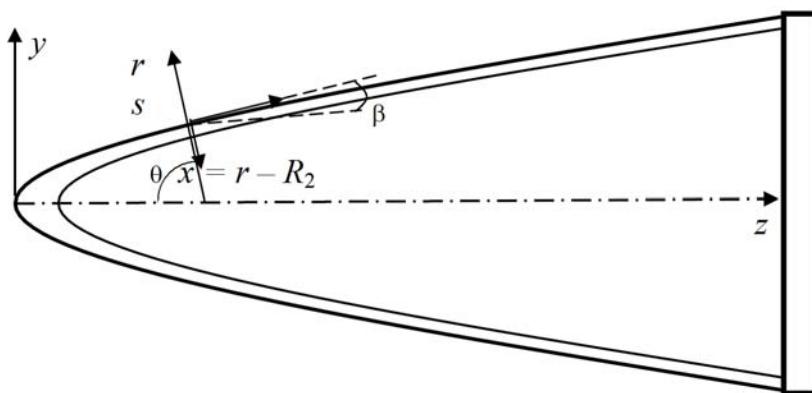


Рис.1. Оболочка вращения и ее геометрические параметры

Рассмотрим оболочку вращения переменной толщины $h(z)$ (рис. 1) с произвольной образующей, форму которой можно задать уравнением $y = F(z)$ в прямой

© Л.С. Розман, 2013

102

моугольной системе координат или таблицей координат (z, y) ее основных точек. При выводе уравнений и описании необходимых положений будем использовать обозначения радиусов кривизны внешней поверхности R_1, R_2 ; радиусов параллелей оболочки вращения R ; полярного радиуса r в окружных сечениях оболочки; оси вращения z и длины дуги меридиана s .

Уравнение теплопроводности можно получить из условия теплового баланса малого элемента (рис. 2), который выделен из оболочки двумя меридиональными сечениями, двумя окружными и двумя эквидистантными поверхностями.

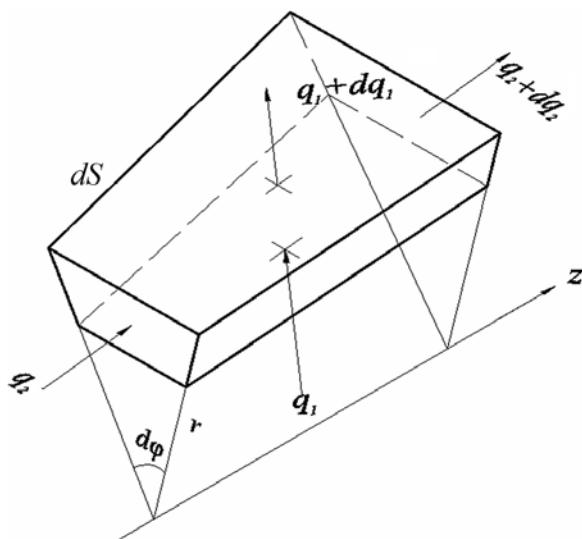


Рис.2. Выделенный элемент оболочки для иллюстрации внутренних тепловых потоков

Уравнения эквидистантных поверхностей можно представить в виде $r = c$, $r = c+dr$. Но, учитывая, что теплообмен идет с внешним потоком, целесообразно ввести также ось x по толщине оболочки с началом отсчета на внешней поверхности, направленную в противоположную сторону оси r . При этом координаты x точек окружного сечения будут меняться от нуля на внешней поверхности до толщины h на внутренней поверхности. В этих обозначениях уравнение теплового баланса выделенного элемента примет вид

$$\begin{aligned} & \left[-\lambda \frac{\partial T}{\partial r} \cdot r \cdot d\varphi + \left(\lambda(T) \frac{\partial T}{\partial r} + \frac{\partial}{\partial r} \cdot \lambda \cdot \frac{\partial T}{\partial r} dr \right) \cdot (r + dr) \cdot d\varphi \cdot \left(1 + \frac{dr}{R_1 - x} \right) \right] \cdot ds \cdot d\tau + \\ & + \left[-\lambda \frac{\partial T}{\partial s} \cdot r \cdot d\varphi + \left(\lambda \frac{\partial T}{\partial s} + \frac{\partial}{\partial s} \cdot \lambda \cdot \frac{\partial T}{\partial s} ds \right) \cdot \left(r + \frac{\partial r}{\partial s} ds \right) \cdot d\varphi \right] \cdot dr \cdot d\tau = \\ & = c \cdot \rho \frac{\partial T}{\partial \tau} \cdot r \cdot d\varphi \cdot ds \cdot dr \cdot d\tau. \end{aligned} \quad (1)$$

В этом уравнении

$$\frac{\partial r}{\partial s} = \frac{d(R_2 - x)}{ds} = \frac{dR_2}{ds} = \frac{d}{ds} \frac{R}{\sin \theta} = \frac{1}{\sin \theta} \frac{dR}{ds} - R \frac{\cos \theta}{\sin^2 \theta} \frac{d\theta}{ds} = \operatorname{ctg} \theta \left(1 - \frac{R_2}{R_1} \right), \quad (2)$$

где θ – угол между нормалью к поверхности оболочки и осью вращения.

Рассмотрим преобразования слагаемых левой части уравнения (1) по отдельности. Отбросив слагаемые пятого порядка малости, получим

$$\begin{aligned} & \left[-\lambda \frac{\partial T}{\partial r} \cdot r \cdot d\varphi + \left(\lambda \frac{\partial T}{\partial r} + \frac{\partial}{\partial r} \cdot \lambda \cdot \frac{\partial T}{\partial r} dr \right) \cdot (r + dr) \cdot d\varphi \cdot \left(1 + \frac{dr}{R_1 - x} \right) \right] \cdot ds \cdot d\tau = \\ & = \left(\frac{\partial^2 T}{\partial r^2} + \frac{\partial \lambda}{\partial r} \frac{\partial T}{\partial r} + \frac{1}{r} \frac{\partial T}{\partial r} + \frac{1}{R_1 - x} \cdot \frac{\partial T}{\partial r} \right) \cdot \lambda \cdot r \cdot dr \cdot d\varphi \cdot ds \cdot d\tau . \end{aligned} \quad (3)$$

Аналогичным образом преобразуем второе слагаемое левой части уравнения (1), которое отражает этапы перемещения теплового потока по меридиональной координате s :

$$\begin{aligned} & -\lambda \cdot \frac{\partial T}{\partial s} \cdot r \cdot d\varphi \cdot dr + \left(\lambda \frac{\partial T}{\partial s} + \frac{\partial}{\partial s} \lambda \frac{\partial T}{\partial s} ds \right) \cdot \left(r + \frac{\partial r}{\partial s} ds \right) \cdot d\varphi \cdot dr = \\ & = \left(\frac{\partial^2 T}{\partial s^2} + \frac{1}{\lambda} \cdot \frac{d\lambda}{ds} \frac{\partial T}{\partial s} + \frac{\partial T}{\partial s} \cdot \frac{dr}{r \cdot ds} \right) \cdot \lambda \cdot r \cdot ds \cdot d\varphi \cdot dr . \end{aligned} \quad (4)$$

Подставим теперь полученные выражения в исходное уравнение (1). Переходя от координаты r к координате x по толщине стенки оболочки, получим

$$\begin{aligned} & \frac{\partial^2 T}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 T}{\partial s^2} - \left(\frac{1}{R_1 - x} + \frac{1}{R_2 - x} \right) \cdot \frac{\partial T}{\partial x} + \frac{1}{\lambda(T)} \cdot \frac{\partial \lambda}{\partial x} \cdot \frac{\partial T}{\partial x} + \\ & + \frac{1}{\lambda} \cdot \frac{\partial \lambda}{\partial s} \cdot \frac{\partial T}{\partial s} + \frac{\operatorname{ctg}\theta}{R_2 - x} \cdot \left(1 - \frac{R_2}{R_1} \right) \cdot \frac{\partial T}{\partial s} = \frac{c \cdot \rho}{\lambda} \cdot \frac{\partial T}{\partial \tau} . \end{aligned} \quad (5)$$

Выражения производных от коэффициента теплопроводности λ по координатам r, s нужно записать с учетом заданной зависимости $\lambda(T(x))$ от температуры. В результате нелинейность полученного уравнения будет представлена в явном виде

$$\begin{aligned} & \frac{\partial^2 T}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 T}{\partial s^2} - \left(\frac{1}{R_1 - x} + \frac{1}{R_2 - x} \right) \cdot \frac{\partial T}{\partial x} + \frac{1}{\lambda(T)} \cdot \frac{\partial \lambda}{\partial T} \cdot \left[\left(\frac{\partial T}{\partial x} \right)^2 + \left(\frac{\partial T}{\partial s} \right)^2 \right] + \\ & + \frac{\operatorname{ctg}\theta}{R_2 - x} \cdot \left(1 - \frac{R_2}{R_1} \right) \cdot \frac{\partial T}{\partial s} = \frac{c \cdot \rho}{\lambda} \cdot \frac{\partial T}{\partial \tau} , \end{aligned} \quad (6)$$

где выражение $\frac{1}{\lambda(T)} \cdot \frac{\partial \lambda}{\partial T}$ можно представить в табличном виде или в виде функции от T .

Отметим, что уравнение теплопроводности (5) без учета зависимости теплопроводности λ от температуры для произвольной оболочки вращения в криволинейных координатах оболочки вращения впервые было получено в работе [1].

ГРАНИЧНОЕ УСЛОВИЕ ТЕПЛООБМЕНА С ВОЗДУШНЫМ ПОТОКОМ

Границное условие теплообмена оболочки с воздушным потоком получим с условием теплового баланса малого элемента оболочки, прилегающего к некоторой части внешней поверхности $R_2 \cdot d\varphi \cdot ds$ и имеющего толщину $dx/2$:

$$\frac{c(T(0, \tau)) \cdot \rho \cdot dx}{2} \frac{\partial T(0, \tau)}{\partial \tau} = \alpha_e(T_e(s, \tau) - T(0, \tau)) - q_{izl} , \quad (7)$$

где ρ – плотность; α_e , $T_e(s, \tau)$ – коэффициент теплоотдачи и температура потока; q_{izl} – поток излучения поверхности оболочки на заданной высоте H .

Интегральная плотность излучения поверхности оболочки на высоте H вычисляется при использовании закона Стефана-Больцмана [2, 3] по формуле

$$q_{izl} = \frac{\varepsilon \cdot \sigma}{\pi} \left[(T(0, t) + 273)^4 - (T_H + 273)^4 \right] , \quad \sigma = 5.6693 \cdot 10^{-8} Bm / (m^2 \cdot K^4) , \quad (8)$$

где ε – коэффициент степени черноты поверхности оболочки; σ – постоянная Стефана-Больцмана; T_H – температура на заданной высоте H по Цельсию.

Внутреннюю поверхность оболочки считаем теплоизолированной и второе граничное условие при $x = h$ запишем в виде

$$\frac{c(T(h, \tau)) \cdot \rho \cdot dx}{2} \frac{\partial T(h, \tau)}{\partial t} = -\lambda \frac{\partial T}{\partial x} \Big|_{x=h} = -\lambda \frac{T(h, \tau) - T(h-dx, \tau)}{dx}, \quad (9)$$

где производная от температуры на второй границе записана как конечная разность температур в двух точках около границы, поделенная на длину отрезка dx между этими точками.

КОНЕЧНО-РАЗНОСТНАЯ СХЕМА УРАВНЕНИЯ

При расчете температурных полей по толщине оболочки следует учитывать, что толщина оболочки мала по сравнению с радиусами кривизны и длиной по оси вращения. В результате этого градиенты температуры по образующей пренебрежимо малы по сравнению с градиентами температуры по толщине стенки оболочки. Поэтому численное решение задачи целесообразно проводить при использовании локально-одномерных уравнений без учета взаимного влияния температурных полей в окружных сечениях оболочки. В этом случае в каждом окружном сечении уравнение (6) преобразуется в одномерное уравнение

$$\frac{\partial^2 T}{\partial x^2} - \left(\frac{1}{R_1 - x} + \frac{1}{R_2 - x} \right) \frac{\partial T}{\partial x} + \frac{1}{\lambda(T)} \frac{\partial \lambda}{\partial T} \left(\frac{\partial T}{\partial x} \right)^2 = \frac{c \cdot \rho}{\lambda} \frac{\partial T}{\partial \tau}, \quad (10)$$

которое нужно решать с представленными выше граничными условиями (8), (9).

При использовании метода конечных разностей используются разные способы аппроксимации дифференциального уравнения и граничных условий. При явной схеме аппроксимации производных система всех конечно-разностных уравнений в данном случае принимает вид

$$\frac{T_1^{n+1} - T_1^n}{d\tau} = \frac{2}{c_1^n \cdot \rho \cdot dx} \left[\alpha_e (T_e(s, \tau_n) - T_1^n) - q_{izl}(\tau_n) \right] + \frac{2\lambda_1^n}{c_1^n \rho dx^2} (T_2^n - T_1^n), \quad (11)$$

$$\frac{T_i^{n+1} - T_i^n}{d\tau} = \frac{\lambda_i^n}{c_i^n \rho} \left[\frac{d^2 T_i^n}{dx^2} - \left(\frac{1}{R_1 - x_i} + \frac{1}{R_2 - x_i} \right) \frac{T_{i+1}^n - T_{i-1}^n}{2dx} + \frac{1}{\lambda(T_i^n)} \frac{\partial \lambda}{\partial T} \left(\frac{T_{i+1}^n - T_{i-1}^n}{2dx} \right)^2 \right], \quad (12)$$

$$\frac{T_N^{n+1} - T_N^n}{d\tau} = -\frac{2\lambda_N^n}{c_N^n \rho dx^2} (T_N^n - T_{N-1}^n), \quad i = 2, 3, \dots, N-1. \quad (13)$$

Следует отметить, что при записи системы уравнений (11 – 13) использованы обозначения

$$\frac{d^2 T_i^n}{dx^2} = \frac{T_{i-1}^n - 2T_i^n + T_{i+1}^n}{dx^2}, \quad T(x_i, \tau_n) = T_i^n, \quad c(x_i, \tau_n) = c_i^n, \quad \lambda(x_i, \tau_n) = \lambda_i^n.$$

Физический смысл конечно-разностных уравнений (11 – 13), записанных по явной схеме аппроксимации, можно объяснить как запись граничных условий (11) и (13) в совокупности с уравнением (12) во всех внутренних точках $i = 2, 3, \dots, N-1$ для момента времени $\tau = \tau_n$ с аппроксимацией производной по времени конечной разностью температуры с шагом вперед.

В результате в правые части всех этих уравнений входят только известные температуры $T_i^n, i = 1, 2, 3, \dots, N$, и решение задачи при явной схеме аппроксимации производных и уравнений сводится к простым вычислениям температуры $T_i^{n+1}, i = 1, 2, 3, \dots, N$ в каждой узловой точке с номером i по толщине оболочки шаг за шагом по времени τ с шагом $d\tau$.

При неявной схеме аппроксимации конечно-разностных уравнений все уравнения записываются для момента времени $\tau = \tau_{n+1}$, а производные по времени τ аппроксимируются конечными разностями температуры с шагом назад. В результате уравнения (11) – (13) преобразуются в систему уравнений с треугольной матрицей для определения неизвестной температуры T_i^{n+1} . Для более наглядного сравнения с предыдущими уравнениями (11) – (13) запишем без формальных изменений, заменив лишь индексацию по существу вышесказанного:

$$\frac{T_1^{n+1} - T_1^n}{d\tau} = \frac{2}{c(T_1^n) \cdot \rho \cdot dx} [\alpha_e(T_e(s, \tau_{n+1}) - T_1^{n+1}) - q_{izl}(\tau_{n+1})] + \frac{2\lambda_1^n}{c_1^n \rho dx^2} (T_2^{n+1} - T_1^{n+1}), \quad (14)$$

$$\frac{T_i^{n+1} - T_i^n}{d\tau} = \frac{\lambda_i^n}{c_i^n \rho} \left[\frac{d^2 T_i^{n+1}}{dx^2} - \left(\frac{1}{R_1 - x_i} + \frac{1}{R_2 - x_i} \right) \cdot \frac{T_{i+1}^{n+1} - T_{i-1}^{n+1}}{2dx} + \frac{1}{\lambda(T_i^n)} \cdot \frac{\partial \lambda}{\partial T} \cdot \left(\frac{T_{i+1}^{n+1} - T_{i-1}^{n+1}}{2dx} \right)^2 \right], \quad (15)$$

$$\frac{T_N^{n+1} - T_N^n}{d\tau} = -\frac{2\lambda_N^n}{c_N^n \rho dx^2} (T_N^{n+1} - T_{N-1}^{n+1}), \quad i = 2, 3, \dots, N-1. \quad (16)$$

При записи уравнений (14) – (16) в аргументах коэффициентов теплоемкости c и теплопроводности λ верхние индексы не менялись в предположении, что их можно вычислять по температуре предыдущего шага по времени, как и при явной схеме аппроксимации, когда необходимая точность достигается путем уменьшения временного шага. В порядке обоснования этого положения и была рассмотрена признанная в инженерной практике явная схема аппроксимации конечно-разностных уравнений.

Отметим также, что в уравнениях (15) есть нелинейное слагаемое, без линеаризации которого решение продолжить невозможно. Представим это слагаемое в виде

$$\frac{1}{\lambda(T_i^n)} \cdot \frac{\partial \lambda}{\partial T} \cdot \left(\frac{T_{i+1}^{n+1} - T_{i-1}^{n+1}}{2dx} \right)^2 = \frac{1}{dx^2} \frac{1}{4\lambda(T_i^n)} \cdot \frac{\partial \lambda}{\partial T} \cdot (T_{i+1}^{n+1} - T_{i-1}^{n+1})^2 \quad (17)$$

и линеаризуем квадрат разности в правой части уравнения (17):

$$(T_{i+1}^{n+1} - T_{i-1}^{n+1})^2 \approx (T_{i+1}^n - T_{i-1}^n)^2 + 2(T_{i+1}^n - T_{i-1}^n) [(T_{i+1}^{n+1} - T_{i-1}^{n+1}) - (T_{i+1}^n - T_{i-1}^n)]$$

или

$$(T_{i+1}^{n+1} - T_{i-1}^{n+1})^2 \approx 2(T_{i+1}^n - T_{i-1}^n)(T_{i+1}^{n+1} - T_{i-1}^{n+1}) - (T_{i+1}^n - T_{i-1}^n)^2. \quad (18)$$

Аналогично выполним линеаризацию выражения (8) для теплового потока излучения q_{izl} в граничном условии (14).

Подставляя выражение (17) в уравнения (15) при $i = 2, 3, \dots, N-1$ с учетом полученного линейного выражения (18), получим систему линейных конечно-разностных уравнений с треугольной матрицей, решение которой легко находится методом скалярной прогонки. Далее рассмотрим результаты расчета в виде графиков температуры в отдельных слоях лобовой стенки оболочки.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА ТЕМПЕРАТУРНЫХ ПОЛЕЙ В СЛОЯХ ЛОБОВОЙ СТЕНКИ ОБОЛОЧКИ ВРАЩЕНИЯ

На рисунках 3 и 4 для сравнения приводятся графики температуры слоев лобовой стенки оболочки вращения (см. рис. 1) при заданных температуре воздушного потока (верхние кривые на рисунках) и теплоотдаче потока. Следует обратить внимание, что на рис. 1 показана оболочка, толстостенная в лобовой части. Необходимость предусматривать относительно большую толщину лобовой стенки обусловлена возможностью расплава, абляции и уноса поверхностных слоев оболочки воздушным потоком.

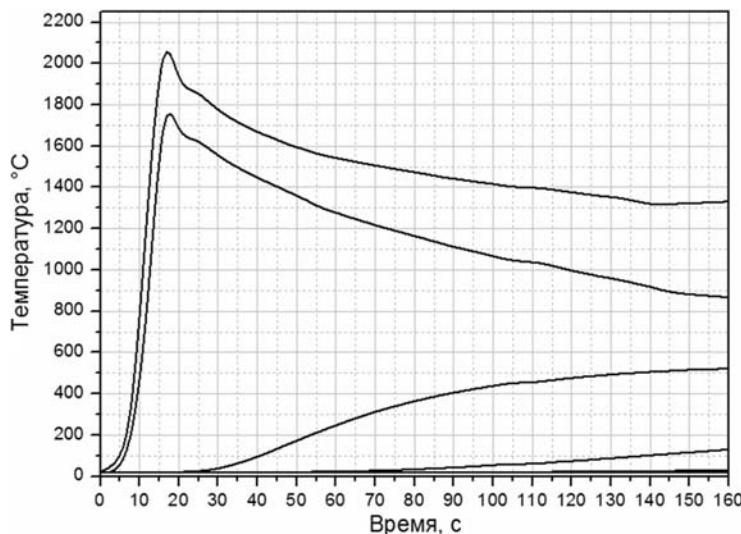


Рис. 3. Результаты расчета температуры потока (верхняя кривая) и слоев лобовой стенки носка без учета уноса материала

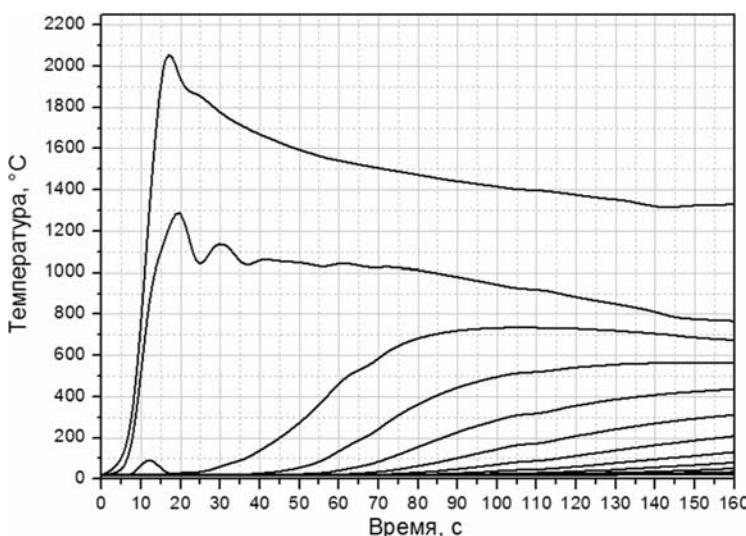


Рис. 4. Результаты расчета температуры потока (верхняя кривая) и слоев лобовой стенки носка с учетом уноса материала

Результаты расчета (рис. 4) получены при использовании физической модели процесса уноса материала, отмеченной в начале статьи. Суть данной модели заключается в следующем:

- при нагреве до температуры выше $T = T_p$ поверхностные слои оболочки превращаются в расплав, фазовое состояние которого может быть подобно состоянию стекломассы;
- при интенсивной теплоотдаче воздушного потока вязкость расплава снижается, в результате чего под действием касательных поверхностных сил потока t поверхностные слои оболочки сдвигаются последовательно слоями толщины h_y ;
- сдвиг поверхностных слоев оболочки потоком приводит к их отслоению, отрыву и уносу воздушным потоком.

Унос материала слоями заданной толщины h_y происходит тогда, когда по всей толщине h_y температура достигла и превышает температуру расплава T_p . После уноса это-

го слоя координата внешней поверхности изменяется на величину размера h_y , а граничное условие теплообмена с воздушным потоком выполняется на другой поверхности до момента уноса следующего слоя толщины h_y .

Результаты получены для лобовой стенки, начальная толщина которой $h = 2.5$ см. Для расчета температурных полей конечно-разностная сетка получена с шагом $dx = h/1000 = 0.025$ см. Толщина слоев в момент уноса задавалась равной 0.01 см.

В результате при заданных параметрах потока и при заданной температуре расплата $T_p = 1000$ °C к концу расчета сохранилось 611 слоев с суммарной толщиной 1.53 см. При этом показанный график температуры подвижной наружной поверхности является композицией температуры первого слоя до начала уноса на 16-й секунде, температуры следующих 388-ми слоев, которые исчезали в процессе уноса до 68-ой секунды, и температуры 369-го слоя после 68-й секунды.

Выполнение расчетов температурных полей по представленной схеме и анализ получаемых результатов при заданных параметрах потока и заложенных в расчет значениях основных параметров уноса T_p , h_y , t , и других позволит прогнозировать возможность выполнения целевой задачи данной оболочки, которая, например, может быть основной частью летательного аппарата, такой как головной обтекатель ракеты [4] или корпус ракетного двигателя [5].

Из анализа и сравнения приведенных графиков видно, что с увеличением толщины слоев уноса h_y суммарная толщина оставшихся слоев будет расти. Например, если в данном случае задать $h_e = 0.1$ см, то оставшаяся толщина лобовой стенки составит 2.2 см.

В заключение отметим, что для сравнения различных схем линеаризации были написаны программы на Фортране, с использованием которых можно сделать следующие выводы по результатам расчета.

При использовании явной схемы получаются линейные уравнения, но расчеты нужно проводить с определенной осторожностью, поскольку результаты можно получить наверняка только при выполнении известного условия устойчивости вычислительного процесса [6], с помощью которого определяется допустимое соотношение шагов сетки по координате и по времени. В данном случае этот критерий записывается как

$$\frac{\lambda \cdot dt}{cp \cdot dx^2} < 1. \quad (19)$$

Программы с линеаризацией по Ньютону и по Эйлеру дают почти одинаковые результаты, поскольку при малом шаге по времени разница выражений слева и справа соотношения (18) практически не заметна.

При этом следует отметить, что пренебрегать отмеченными выше нелинейными слагаемыми нецелесообразно. Проверку влияния этих слагаемых можно осуществить, выполнив расчет при использовании некоторых фиктивных множителей.

Литература

1. Липовцев Ю.В. Постановка и алгоритмы решения нестационарных осесимметричных задач термоупругости для оболочек вращения //ПММ. 2003. т.6, вып.6. С. 954–964.
2. Оцисик М.Н. Сложный теплообмен. – М.: Мир, 1976.– 616 с.
3. Зигель Р., Хаузелл Дж. Теплообмен излучением. – М.: Мир, 1975. – 934 с.
4. Русин М.Ю. Проектирование головных обтекателей ракет из керамических и композиционных материалов. Учебное пособие. – М.: Изд-во МГТУ им.Н.Э. Баумана, 2005, – 64с.
5. Власов Н.М., Фудик И.И. Тепловыделяющие элементы ядерных ракетных двигателей. Учебное пособие. – М.: Изд-во ЦНИИАтоминформ, 2001. – 208 с.
6. Годунов С.К., Рябенький В.С. Разностные схемы. – М.: Наука. Главная редакция физико-математической литературы, 1973. – 400 с.

Поступила в редакцию 20.05.2013

АНАЛИЗ ХАРАКТЕРИСТИК РЕМИКС-ТОПЛИВА ПРИ МНОГОКРАТНОМ РЕЦИКЛЕ В РЕАКТОРАХ ВВЭР

**В.М. Декусар, В.С. Каграманян, А.Г. Калашников, Э.Н. Капранова,
В.Е. Коробицын, А.Ю. Пузаков**

ГНЦ РФ - Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского, Обнинск



Выполнены расчетные исследования состава топлива в реакторе ВВЭР-1000 при многократном рецикле плутония и урана с подпиткой 20% ураном (РЕМИКС-топливо). Даны результаты расчета потребления природного урана, работы разделения, накопления младших актинидов и мощности дозы от ТБС со свежим топливом. Выполнено сравнение реакторов ВВЭР-1000 с различными видами топлива (UO_2 , РЕМИКС и МОКС-топливо) по указанным характеристикам.

Ключевые слова: МОКС-топливо, РЕМИКС-топливо, легководный реактор ВВЭР, топливный цикл, уран, плутоний, активная зона, рециклинг урана, рециклинг плутония, изотопный состав, ОЯТ.

Key words: MOX-fuel, REMIX-fuel, light water reactor VVER, fuel cycle, uranium, plutonium, core, uranium recycling, plutonium recycling, isotopic composition, SNF.

ВВЕДЕНИЕ

Использование МОКС или РЕМИКС-топлива в легководных реакторах типа ВВЭР (PWR) является средством замыкания топливного цикла, интерес к которому растет в связи с накоплением отработавшего топлива этих реакторов.

Альтернативой МОКС-топливу, при получении которого выделенный из ОЯТ плутоний смешивается с обедненным или регенерированным ураном, может служить РЕМИКС-топливо (*Regenerated Mixture of U-, Pu-oxides*) на основе уран-плутониевого регенератора, который выделяется из ОЯТ, очищается от других актинидов и продуктов деления и смешивается с обогащенным ураном (топливо подпитки) для обеспечения необходимого энергопотенциала (см., например [1,2]). Предполагается при этом, что вследствие относительно низкого содержания плутония в таком топливе, возможна 100%-ая загрузка им активной зоны реактора ВВЭР-1000. При многократном рециклировании и включении в РЕМИКС-топливо всего выгружаемого плутония такое топливо может полностью избавить от накопления плутония и сильно сократить накопление регенерированного урана.

В работе [3] рассмотрено влияние на физические характеристики реактора ВВЭР-1000 полной замены в активной зоне уранового топлива на регенерированное уран-плутониевое и показано, что после двукратного рециклирования расчетные характеристики загрузки с таким топливом не выходят за пределы проектных ограничений активной зоны реактора ВВЭР-1000.

© В.М. Декусар, В.С. Каграманян, А.Г. Калашников, Э.Н. Капранова,
В.Е. Коробицын, А.Ю. Пузаков, 2013

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Вместе с тем известно [4], что рециклирование плутония приведет к увеличению его содержания в топливе и ухудшению его изотопного состава (увеличению доли четных изотопов). Это, в свою очередь, приведет к ухудшению радиационных характеристик ТВС со свежим топливом. Рециклирование урана приведет к накоплению ^{232}U , что также приведет к ухудшению радиационных характеристик свежего топлива. Кроме того, ухудшение изотопного состава плутония и урана (увеличение содержания ^{236}U) приведет к увеличению образования младших актинидов (нептуния, америция и кюрия). Поэтому представляется целесообразным оценить изменение нуклидного состава рассматриваемого уран-плутониевого топлива при многократном рециклировании и его влияние на указанные выше характеристики. Представляется также целесообразным сравнить характеристики топливных циклов реакторов ВВЭР с топливами различного состава.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК РЕМИКС-ТОПЛИВА ПРИ МНОГОКРАТНОМ РЕЦИКЛИРОВАНИИ

Рассмотрим изменение нуклидного состава уран-плутониевого топлива в процессе многократного рециклирования в реакторе ВВЭР-1000. Количество ТВС активной зоны с РЕМИКС-топливом, кратность перегрузок и выгорание в будем считать такими же, как в референсной урановой активной зоне со средним по ТВС обогащением 4,33% [3] и выгоранием 49,2 МВт·сут/кг.

В работе [3] при формировании активной зоны с РЕМИКС-топливом массовая доля уран-плутониевого регенерата и высокообогащенного урана при их смешивании были приняты равными 0,8 и 0,2, соответственно. Сохранение энергопотенциала топлива достигалось подбором обогащения урана в топливе подпитки, которое составило в среднем по ТВС для топлива первого рецикла 17,1%.

В отличие от работы [3] в наших расчетах в качестве топлива подпитки использовался уран постоянного состава с максимально возможным разрешенным для использования в гражданских целях 20%-ным обогащением. Кроме того, принималось, что весь плутоний (с учетом потери 0,1%) извлекается из регенерата и в виде двуокиси поступает в свежее топливо следующего рецикла. Обеспечение необходимого энергопотенциала топлива достигалось подбором массовой доли топлива подпитки. При этом массовая доля подпитки в топливе первого рецикла составила 16,1%.

Так же, как и в работе [3], предполагалось, что время выдержки ОЯТ после облучения до переработки составляет 5 лет. Время от выделения уран-плутониевого регенерата до погрузки его в составе топлива в реактор принималось равным одному году.

Расчет ТВС с урановым и уран-плутониевым топливом в процессе выгорания производился с использованием программы WIMS-ABBN [5], представляющей собой модифицированную версию программы WIMS-D4 [6], а также программ AVERAGE и CREDE [7]. Считалось что для сохранения энергопотенциала ТВС достаточно выполнения условия сохранения средней по ТВС величины K_{inf} на конец цикла реактора, где K_{inf} – коэффициент размножения нейтронов в бесконечной среде, состоящей из ТВС данного типа.

На рисунке 1 показаны зависимости обогащения по ^{235}U (кривая 1) и по сумме делящихся изотопов урана и плутония (кривая 2) от количества рециклов. Для сравнения нанесены также значения (точки % и %), взятые из работы [3].

Следует отметить, что в работе [3] рассмотрено изменение физических характеристик реактора лишь при двукратном рециклировании топлива и показано, что при этом не требуется каких-либо изменений конструкции реактора. Обоснование физических характеристик реактора в случае многократного рецикла топлива требует отдельного рассмотрения.

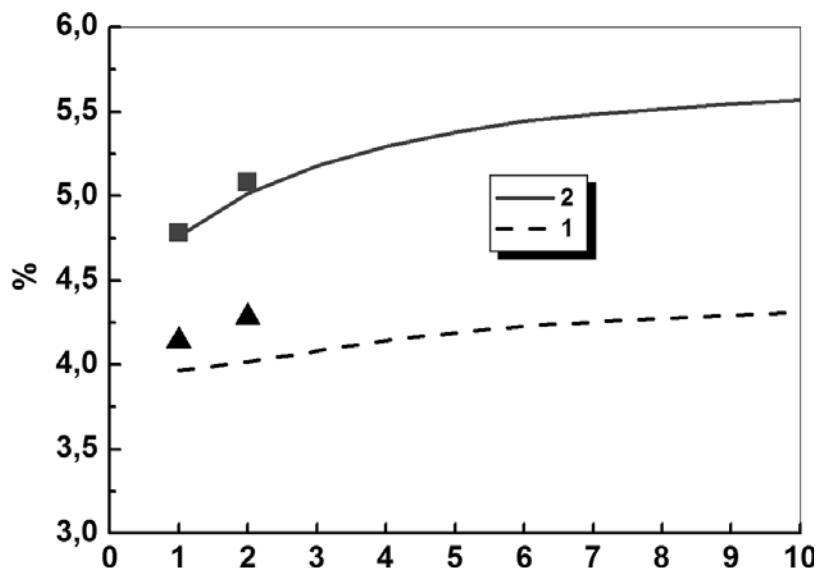


Рис. 1. Обогащение топлива (% по массе) от номера рецикла

На рисунке 2 приведены уменьшение относительно уранового топлива расхода природного урана (1) и работы разделения (2). При расчетной оценке этих характеристик содержание ^{235}U в отвальном уране принималось равным 0,2%.

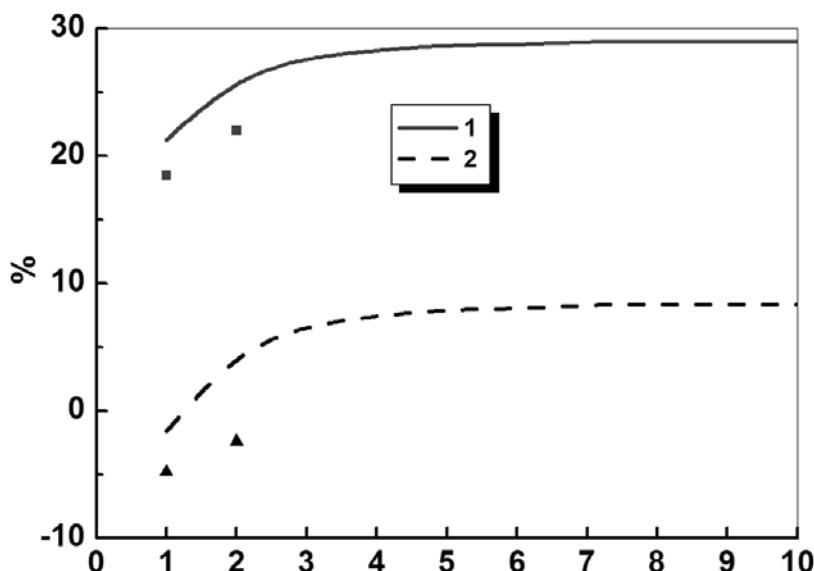


Рис. 2. Уменьшение расхода природного урана (1) и работы разделения (2) относительно уранового топлива

Потребление природного урана при использовании уран-плутониевого регенератора уменьшается по сравнению с урановым топливом на 21% в первом рецикле и на 29% в стационарном состоянии. При этом количество работы разделения сокращается незначительно (до 8% в стационарном состоянии).

Следует отметить, что некоторые отличия приводимых на рис. 1 и 2 результатов от данных работы [3] объясняются возвратом всего плутония в топливо и несколько большим обогащением топлива подпитки в наших расчетах. Последнее позволяет несколько увеличить количество регенератора в свежем топливе за счет уменьшения количества

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

^{238}U , вводимого с топливом подпитки. Увеличение количества плутония приводит к уменьшению обогащения топлива ^{235}U , требующегося для сохранения энергопотенциала, что и следует из результатов расчета, приведенных на рис. 1. Суммарное количество делящихся изотопов урана и плутония при этом остается одинаковым, что также видно из рис. 1.

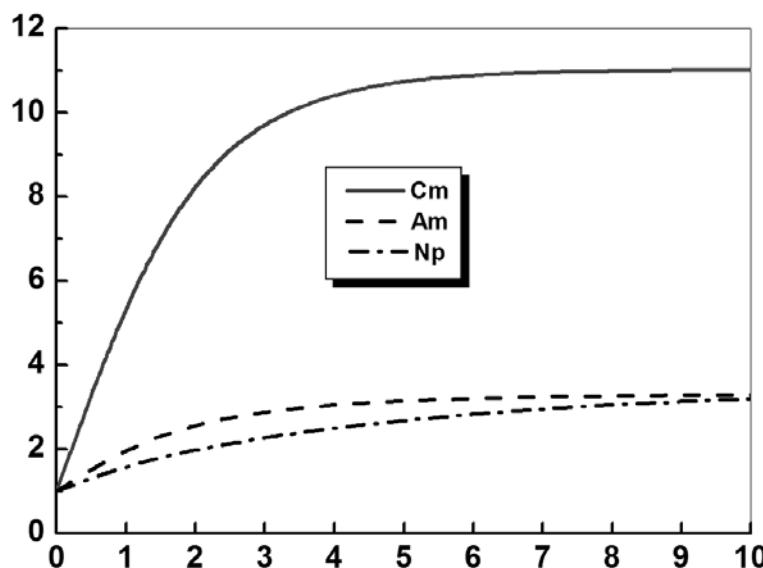


Рис. 3. Относительное увеличение выгрузки Np, Am и Cm по сравнению с реактором на урановом топливе

На рисунке 3 демонстрируется относительное увеличение выгрузки Np, Am и Cm по сравнению с урановым топливом (после 5 лет выдержки). Из рисунка видно, что выгрузка нептуния и америция увеличивается примерно в три раза, а выгрузка кюрия – в 10 раз.

Мощность эквивалентной дозы от незащищенной свежей ТВС с РЕМИКС-топливом 10-ого рецикла представлена в табл. 1. Вклад в мощность дозы от ^{232}U и продуктов его распада показаны в табл. 2. Расчеты мощностей источников нейтронного и фотонного излучений проводились по программе CARE [8], а мощности доз – по программе DORT [9] в (r, z) -геометрии в P3S16-приближении с использованием системы констант БНАБ-93/CONSYST [10, 11].

Таблица 1

Суммарная мощность дозы нейтронного и фотонного излучения от свежей ТВС с РЕМИКС-топливом 10-го рецикла

Расстояние от поверхности ТВС, см	0	50	100	200
Суммарная мощность дозы, мкЗв/ч	2390	331	168	67.9

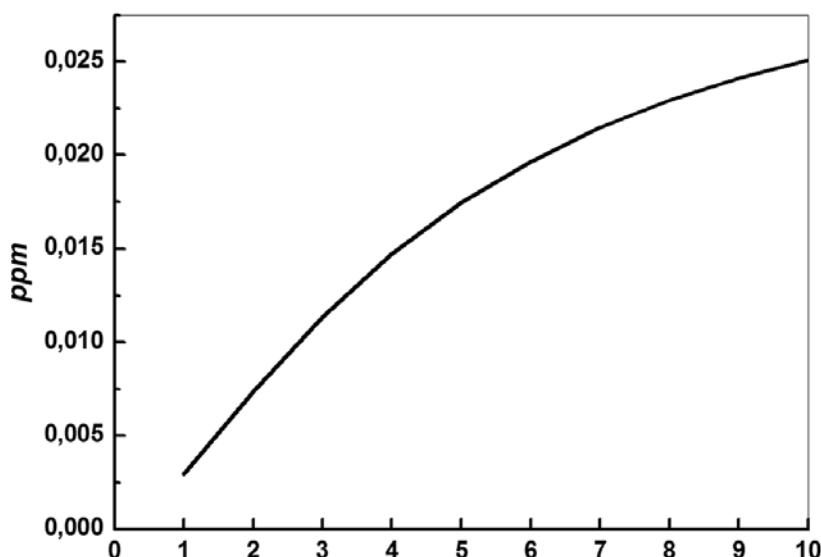
На рисунке 4 представлено содержание ^{232}U в уране свежего топлива в зависимости от количества рециклов. Сам ^{232}U вносит малый вклад в мощность г-излучения, основной вклад в мощность дозы вносят продукты его распада. Поэтому мощность дозы зависит от времени после химической очистки урана (в нашем случае – после регенерации топлива).

По данным работы [12] мощность дозы на расстоянии 1 м от незащищенных ТВС реактора ВВЭР-1000 с UO_2 и МОКС-топливом энергетического состава равна 2,6 и 120 мкЗв/ч соответственно.

Таблица 2

Вклад в мощность дозы (мкЗв/ч) от ^{232}U и продуктов его распада в зависимости от времени после выделения U-Pu регенерата для топлива 10-го рецикла

Расстояние от поверхности ТВС, см	0	50	100	200	
Время после выделения U-Pu регенерата, лет	0.5 1.0 10	529 972 2940	71.3 131 397	35.9 66 200	14.7 27 81.8

Рис. 4. Содержание ^{232}U в уране свежего топлива

Поскольку мощность дозы от ^{232}U пропорциональна его содержанию в ТВС, из приведенных данных следует, что мощность дозы от свежей ТВС с РЕМИКС-топливом будет сильно зависеть от количества рециклов и времени после выделения регенерата. Для топлива первого рецикла мощность дозы меньше мощности дозы от ТВС с МОКС-топливом. При многократном рециклировании мощность дозы от ТВС с РЕМИКС-топливом превосходит мощность дозы от ТВС с МОКС-топливом. Представленные результаты расчетов показывают, что мощность дозы от ТВС с РЕМИКС-топливом сравнима с мощностью дозы от ТВС с МОКС-топливом и многократно превосходит мощность дозы от урановой ТВС.

СРАВНЕНИЕ НЕКОТОРЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ СИСТЕМ РЕАКТОРОВ ВВЭР-1000 С ТОПЛИВОМ РАЗЛИЧНОГО ТИПА

Сравним некоторые характеристики систем реакторов ВВЭР-1000 с различными видами топлива. Рассмотрим три варианта:

- 1) все реакторы работают на урановом топливе (референсная урановая а.з.);
- 2) все реакторы работают на топливе из регенерата урана и плутония – РЕМИКС-топливе – с составом, соответствующим стационарному состоянию, достигаемому в процессе многократного рециклирования урана и плутония;
- 3) ряд реакторов работает на урановом топливе (такие же, как в варианте 1), а остальные – с частичной (33%) загрузкой МОКС-топлива. Урановое топливо в этом варианте имеет обогащение 4,1%. Содержание делящихся изотопов плутония в МОКС-топли-

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

ве составляет 3,87%. Содержание U235 – 0.2%. Выгорание в урановых- и МОКС-ТВС составляет 41,9 и 39,1 МВтЧ/сут/кг соответственно[12].

Полное количество реакторов во всех вариантах будем считать одинаковым и постоянным во времени. Все реакторы работают в стационарном режиме перегрузок. Соотношение между количеством реакторов на уране и с частичной загрузкой МОКС-топлива в третьем варианте определяется из условия, что количество делящегося плутония, выделяемого из всех отработавших урановых ТВС всех реакторов, равно количеству делящегося плутония, загружаемого во все ТВС с МОКС-топливом.

Данные по составу загружаемого и выгружаемого топлива реактора ВВЭР-1000 с частичной загрузкой (33%) реакторного плутония возьмем из расчетов РНЦ КИ, результаты которых приведены в работе [13]. Выдержка топлива в этих расчетах предполагалась равной 4 годам.

Приближенно будем считать, что стационарный состав топлива во втором варианте соответствует десятому рециклиру.

Определяемое из условия баланса делящихся изотопов плутония, выгружаемого из урановых ТВС и загружаемого в ТВС с МОКС-топливом, количество реакторов с частичной загрузкой МОКС-топливом в третьем варианте составляет 70% от количества урановых реакторов или около 40% от общего количества.

В таблице 3 представлены относительные данные по потреблению природного урана и работе разделения в рассматриваемых вариантах.

Таблица 3
Относительные значения потребления природного урана и работы разделения

Номер варианта	Потребление природного урана	Работа разделения
1	1.00	1.00
2	0.71	0.92
3	0.86	0.86

В варианте № 1 если ОТВС не перерабатываются, то все они поступают в хранилище. Если ОТВС перерабатываются, то регенерированный уран, плутоний и МА в полном объеме поступают на склады.

В варианте № 2 все ОТВС перерабатываются и в хранилище не поступают. Регенерированный плутоний полностью, а регенерированный уран почти на 90% используются при изготовлении свежего топлива. На склады поступает лишь около 10% урана и все наработанные МА. При этом, как указано выше, наработка МА сильно увеличивается по сравнению с вариантом № 1.

В варианте № 3 количество выгружаемого плутония сокращается по сравнению с вариантом № 1 на 40%, причем он размещается в количестве отработавших ТВС с МОКС-топливом примерно в шесть раз меньшем. Эти ТВС должны быть переработаны, и выделенный плутоний использован для изготовления топлива для реакторов на быстрых нейтронах.

Накопление нептуния в этом варианте даже несколько снизится по сравнению с системой, состоящей из урановых реакторов, а накопление америция и кюрия возрастет соответственно в 1,4 и 2 раза. Сравнение накопления МА во втором и третьем вариантах показывает, что в сбалансированной системе, состоящей из урановых реакторов и реакторов с частичной загрузкой МОКС-топлива, накопление нептуния, америция и кюрия будет в 3, 2 и 5 раз, соответственно, меньшим, чем в сис-

теме с таким же количеством реакторов с РЕМИКС-топливом. Следует отметить, что приведенные оценки сделаны в предположении, что плутоний, выгружаемый из реакторов в варианте № 1, и плутоний, выгружаемый из ТВС с МОКС-топливом в варианте № 3, после указанных времен выдержки выделяются и поступают в быстрые реакторы. Если плутоний не поступает в быстрые реакторы и присутствующий в нем Pu^{241} распадается полностью, накопление америция в варианте № 1 станет примерно таким же, как в варианте № 2, а в варианте № 3 будет примерно на 10% меньше, чем в варианте № 2.

Как показано выше, мощность дозы от ТВС с топливом на основе уран-плутониевого регенерата изменяется в зависимости от времени выдержки после выделения уран-плутониевого регенерата и номера рецикла. Однако в любом случае можно считать, по-видимому, что радиационные характеристики этих ТВС сравнимы с характеристиками МОКС-ТВС и обе эти ТВС являются высокофоновыми по сравнению с низкофоновой урановой ТВС.

При этом важно отметить, что в системе реакторов с уран-плутониевым регенератором (вариант 2) все ТВС содержат плутоний и должны изготавливаться по более дорогой технологии. Кроме того, повышенная мощность излучения затрудняет обращение с ними. В одинаковой по количеству реакторов системе, состоящей из урановых реакторов и реакторов с частичной загрузкой МОКС-топливом (вариант 3), доля таких ТВС составляет лишь 1/6 часть, а остальные ТВС – низкофоновые урановые ТВС.

В связи с этим следует отметить, что стоимости изготовления ТВС с МОКС-топливом и РЕМИКС-топливом, по-видимому окажутся близкими. В то же время известно, что стоимость изготовления МОКС ТВС на основе высокофонового плутония существенно выше стоимости изготовления ТВС на основе уранового топлива. По данным зарубежных источников (см., например, [14]) стоимость изготовления ТВС с МОКС-топливом превосходит стоимость изготовления урановых ТВС по крайней мере в пять раз.

Предварительное рассмотрение затрат на свежее ядерное топливо показало следующее. Затраты на топливо складываются из следующих составляющих: затрат на покупку природного урана, его конверсию в гексафторид урана для последующего обогащения, собственно обогащение, изготовление ТВС.

Стоимость плутония, идущего на изготовление МОКС ТВС, можно принять равной нулю, поскольку затраты на его выделения входят в затраты на переработку ОЯТ, которая предусматривается как в технологии МОКС-топлива, так и в технологии РЕМИКС-топлива. Стоимости изготовления ТВС с МОКС-топливом и РЕМИКС-топливом, по-видимому, окажутся близкими. В то же время известно, что стоимость изготовления МОКС ТВС на основе высокофонового плутония существенно выше стоимости изготовления ТВС на основе уранового топлива. По данным зарубежных источников (см., например, [9]) стоимость изготовления ТВС с МОКС-топливом превосходит стоимость изготовления урановых ТВС по крайней мере в пять раз.

Как видно из табл. 2, вариант использования РЕМИКС-топлива (вариант 2) дает большую экономию в природном уране по сравнению с вариантом использования МОКС-топлива, в то время как более заметная экономия работы разделения имеет место для варианта МОКС-топлива.

Однако главный вклад в экономию затрат на топливо в варианте 3 дает существенное (в шесть раз, см. выше) сокращение количества достаточно дорогих ТВС, содержащих высокофоновый плутоний.

Относительные величины затрат на топливо для трех рассмотренных вариан-

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

тов даются в табл. 4.

Таблица 4

Относительные затраты на топливо

Затраты	Вариант № 1 (UOX)	Вариант № 2 (REMIX)	Вариант № 3 (MOX)
Природный уран	0.45	0.32	0.41
Конверсия	0.09	0.06	0.08
Обогащение	0.13	0.12	0.12
Изготовление ТВС	0.33	1.60	0.59
Полные затраты	1.0	2.1	1.2

Из представленных результатов следует, что соотношение затрат на топливо, приходящихся на единицу мощности для рассмотренных вариантов, выглядит следующим образом:

$$UOX : REMIX : MOX = 1 : 2,1 : 1,2.$$

Затраты на заключительную стадию топливного цикла здесь не учитывались. Однако учет их, по-видимому, приведет к еще более сильному проигрышу варианта с РЕМИКС-топливом вследствие бульшего объема плутонийсодержащего топлива, для которого требуется более дорогая технология переработки ОЯТ[9].

Из приведенных выше результатов сравнения можно сделать заключение, что вследствие бульшой стоимости топливной составляющей и большого накопления малых актинидов использование РЕМИКС-топлива в реакторах ВВЭР представляется менее привлекательным по сравнению с МОКС-топливом.

Литература

1. Федоров Ю.С., Бибичев Б.А., Зильберман Б.Я., Кудрявцев Е.Г. Использование регенерированного урана и плутония в тепловых реакторах. / Атомная энергия, 2005, т. 99, вып. 2. С. 136-141.
2. Fedorov Yu.S., Kudryavtsev E.G., Bibichev B.A. et al. Use of regenerated uranium and plutonium in VVER reactors. – In Proc. of Intern. Conf. Global'2005, Tsukuba, Japan. Oct. 9-13, 2005, paper 124, p. 5.
3. Павловичев А.М., Павлов В.И., Семченков Ю.М. и др. Нейтронно-физические характеристики активной зоны ВВЭР-1000 со 100%-ной загрузкой топливом из регенерированного урана и плутония. / Атомная энергия, 2006, т. 101, вып. 6. С. 407-413.
4. Nuclear Science. Physics of Plutonium Recycling. Volume VI. Multiple Pu Recycling in Advanced PWRs. NEA OECD, 2002. ISBN: 92-64-19957-8. Page 9.
5. Nikolaev M., Tsiboulia A., Zherdev G. et al. Updating, Supplementing and Validation of the WIMS-D4 Group Constant Set: S&T Report. French-Russian Seminar. Obninsk, April 24-25, 1995.
6. Askew J.R., Fayers E.J., Kemshell P.B. A General Description of the Lattice Code WIMS: J. Brit. Nucl. Soc., 5, 564 (1966).
7. Neutronics Benchmarks for the Utilization of Mixed-Oxide-Fuel: Joint U.S./Russian Progress Report for Fiscal Year 1997. v.3 – Calculations Performed in the Russian Federation. ORNL/TM-13603/V3. p. 6-8, 1998.
8. Кочетков А.Л. Программа CARE – расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке. Препринт ФЭИ-

2431, Обнинск, 1995.

9. DOORS -3.2: One-, Two- and Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/ Photon Transport Code System, RSIC Computer Code Collection CCC-650 / Oak Ridge National Laboratory, 1997.

10. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений.//Сб. ВАНТ. Серия Ядерные константы. Вып.1, с. 59-98. М., 1996.

11. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST . Описание применения. Препринт ФЭИ – 2828, Обнинск, 2000.

12. Павловичев А.М., Павлов В.И., Стырин Ю.А. и др. Проект МНТЦ-1443. Системный анализ сценариев утилизации оружейного и энергетического плутония в ядерном топливном цикле России с учетом факторов экономики, нераспространения, экологии. Исходные данные по ядерным реакторам для системного анализа. Часть I. С. 70-91. Москва. 2001.

13. Там же, с. 134-136.

14. Shropshire D.E. et al. Advanced Fuel Cycle Cost Basis, INL/EXT-07-1207 Rev.1. 2008.
<http://www.inl.gov/technicalpublications/Documents/3915965.pdf>.

Поступила в редакцию 31.07.2013

ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ РАСЧЕТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО РЕАКТОРА ВВЭР-СКД-30

А.П. Глебов, А.В. Клушин
ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Рассматриваются особенности экспериментального реактора ВВЭР-СКД-30, охлаждаемого водой сверхкритических параметров ($P = 25$ МПа, $t = 540$ °C), с мощностью 30 МВт. Реактор характеризуется быстро-резонансным спектром нейtronов и двухходовой схемой охлаждения теплоносителем. Приводятся физические характеристики ВВЭР-СКД-30, рассчитанные для трех типов топлива: первый – на основе UO_2 с обогащением ~ 20 %, два других – на основе обедненного урана, обогащенного оружейным или энергетическим плутонием. Предусматривается использование небольших беззехловых ТВС, содержащих по 18–19 твэлов. Приводятся результаты расчетов топливных циклов для этих типов топлива, включая значения $K_{\text{эфф}}$ и максимальных неравномерностей энерговыделения K_q – по ТВС и K_v – по объему активной зоны в зависимости от времени выгорания. Обсуждается схема теплоотвода ЯЭУ с реактором ВВЭР-СКД-30. Максимальная температура оболочки твэла не превышает 620 °C.

Ключевые слова: экспериментальный водо-водяной реактор, вода сверхкритических параметров, быстрорезонансный спектр нейtronов, двухходовая схема охлаждения, MOX-топливо, топливные циклы, кампанейские перегрузки, коэффициент эффективности, неравномерность энерговыделения, схема теплоотвода.

Key words: experimental water cooled reactor, water of supercritical parameters, fast resonance neutron spectrum, two-pass coolant flow scheme, MOX-fuel, fuel cycles, company reloadings, effectiveness coefficient, power density distribution form factor, heat removal scheme

ВВЕДЕНИЕ

С 2006 г. ГНЦ РФ-ФЭИ совместно с ОКБ «Гидропресс» принимает участие в разработке концептуального проекта ВВЭР-СКД (в зарубежной редакции SCWR – supercritical water reactor). Данная ЯЭУ, основывающаяся на прямоточной одноконтурной схеме, охлаждается водой сверхкритических параметров (СКП). Реактор SCWR является одним из шести типов перспективных ядерных реакторов, исследуемых в рамках программы «Международный форум «Поколение-IV» (МФП или GIF). В реализации программы МФП по SCWR участвуют более 45-ти организаций из 16-ти стран с развитой атомной энергетикой.

Внедрение ЯЭУ типа ВВЭР-СКД позволит повысить КПД до 44–45 %, увеличить коэффициент воспроизводства топлива, снизить металлоемкость и строительные объемы, улучшить экологические показатели. Госкорпорацией «Росатом» это направление признается как инновационное. В настоящее время

© А.П. Глебов, А.В. Клушин, 2013

подписаны системные договоренности об участии России в программе МФП [1 – 3].

Первоочередной задачей программы МФП по SCWR считается разработка реактора с тепловым спектром нейтронов. На последующих этапах после освоения технологии предполагается переход к реактору с быстрым спектром нейтронов. Реактор SCWR с тепловым спектром позволяет существенно улучшить экономические показатели АЭС. Однако требуется обогащенный уран, что вызовет увеличение объемов ОЯТ и младших актинидов, и такой реактор не будет удовлетворять требованиям замыкания топливного цикла.

Результаты исследований за последние 10 лет показывают, что более перспективным вариантом является реактор ВВЭР-СКД с быстрорезонансным спектром нейтронов [4 – 6] и мощностью № = 1700 МВт (табл. 1). Этот реактор рассматривается в качестве основного для усовершенствования технологии ВВЭР с возможностью перехода к использованию МОХ-топлива на основе (U-Ru-Th)-композиции и замыканию топливного цикла [7].

В мировой практике отсутствует опыт использования воды СКП как теплоносителя ЯЭУ, поэтому при разработке ВВЭР-СКД требуется решить большой комплекс научно-технических проблем, в том числе [7]:

- разработка и верификация компьютерных расчетных кодов улучшенной оценки для выполнения согласованных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов в тепловыделяющих сборках (ТВС) активной зоны (АЗ) и во всем реакторе;
- разработка конструкций твэлов и ТВС, обоснование их работоспособности;
- анализ устойчивости реактора в переходных и аварийных режимах;
- выбор жаропрочных конструкционных материалов для твэлов с высокой стойкостью к коррозии, коррозионному растрескиванию;
- обоснование и разработка оптимального водно-химического режима.

Некоторые проблемы могут быть исследованы в ходе испытаний на стендах и экспериментальных петлях. Но для обоснования технологии ВВЭР-СКД с целью последующего лицензирования необходимо создание экспериментального реактора. В плане программы МФП по SCWR предусматривается в течение ближайших десяти лет направить основные усилия на разработку подобного тестового реактора.

В работе рассматриваются особенности экспериментального реактора ВВЭР-СКД-30 мощностью 30 МВт с быстрорезонансным спектром нейтронов и двухходовой схемой охлаждения. Приводятся схемное решение по экспериментальной установке и предварительные нейтронно-физические расчеты АЗ с различными видами топлива.

ОСНОВНЫЕ ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА С БЫСТРОРЕЗОНАНСНЫМ СПЕКТРОМ, ОХЛАЖДАЕМОГО ВОДОЙ СКП

Физические характеристики реактора ВВЭР-СКД

Основные физические характеристики энергетического реактора ВВЭР-СКД корпусного типа представлены в табл. 1. Значения параметров реактора могут уточняться в процессе проектирования. Конструкционный материал оболочек твэлов – сталь ЧС-68 [8].

При двухходовой схеме охлаждения реактора (рис. 1), АЗ разделена на два участка по движению теплоносителя (примерно с равным количеством ТВС): периферийную зону (ПЗ) с опускным движением теплоносителя и централь-

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

ную (ЦЗ) с подъемным движением теплоносителя. Между зонами ЦЗ и ПЗ находится разделительная выгородка. Двухходовая схема охлаждения обеспечивает следующие преимущества по сравнению с одноходовой:

- снижение в два раза перепада температуры, при которой находятся конструктивные элементы ТВС;
- увеличение в два раза скорости движения теплоносителя, приводящее к увеличению коэффициента теплоотдачи и снижению температуры оболочек твэлов;
- обеспечение допустимой неравномерности распределения энерговыделения по объему АЗ без сложного профилирования по обогащению топлива и расхода теплоносителя в ТВС;
- наличие отрицательных обратных связей по основным параметрам: температуре и плотности теплоносителя, температуре топлива, пустотному эффекту (без применения дополнительных мер – введение бланкета, твердого замедлителя);
- обеспечение невысокого запаса реактивности на выгорание и наиболее сложный эксплуатационный режим – залив реактора холодной водой компенсируется расположением поглощающих органов СУЗ в 2/3 ТВС от их общего количества.

Таблица 1

Основные физические характеристики реактора ВВЭР-СКД корпусного типа

Наименование	Значение
Номинальная тепловая мощность реактора, МВт	3830
Расход теплоносителя через реактор в номинальном режиме, кг/с	1890
Давление теплоносителя на выходе из реактора, абсолютное, МПа	24,5
Температура теплоносителя на входе в реактор, °C	270 – 290
Температура теплоносителя на выходе из реактора, номинальная, °C	540
Расчетная температура корпуса реактора, °C	350
Расчетное давление корпуса реактора, МПа	27
Расчетная температура внутрикорпусных устройств, °C	600
Назначенный срок службы реактора, лет	60
Габаритные размеры корпуса реактора, м: высота/ наибольший диаметр	21,1/5,32
Количество ТВС в АЗ, шт.	241
Шаг между ТВС (номинальный), мм	207
Размер чехла ТВС «под ключ», мм	205
Толщина чехла, мм	2,25
Размер оболочки твэла, мм	10,7×0,55
Шаг треугольной решетки твэлов, мм	12
Средняя удельная энергонапряженность АЗ, кВт/л	115
Средний линейный тепловой поток с твэла, Вт/см	156
Высота топлива в холодном состоянии, м	3,76
Коэффициент воспроизводства топлива	0,94
Выгорание топлива, МВт сут/кг U	40 – 60
Предельная повреждающая доза в оболочке, сна	50
Срок эксплуатации ТВС в реакторе, лет	5
Интервал времени между перегрузками топлива, мес	12

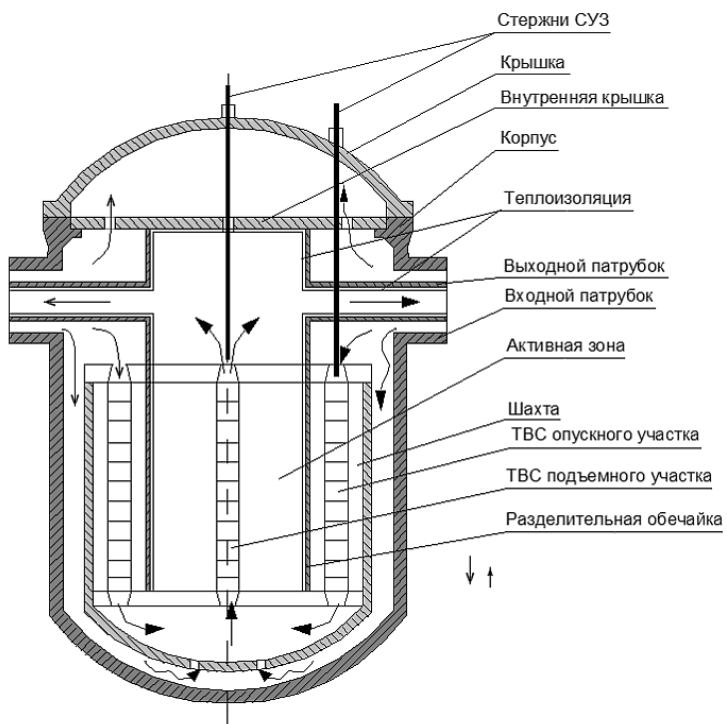


Рис. 1. Двухходовая схема охлаждения реактора ВВЭР-СКД

Таблица 2

Физические характеристики экспериментального реактора для трех типов топлива

Характеристики	Значение		
Тепловая мощность реактора, МВт	30		
Расход теплоносителя через реактор, кг/с	14,7		
Давление теплоносителя на входе в реактор, МПа	25		
Температура теплоносителя на входе/выходе в реактор, °С	290/540		
Типы топливной композиции	UO ₂	(U + Pu ⁹⁰)O ₂	(U + Pu ⁹⁴)O ₂
Размеры АЗ, D _{экв} /H, см	73,9/85	66,1/70	66,1/70
Количество ТВС в ЦЗ/ПЗ, шт.	91/90	73/72	73/72
Шаг между ТВС, см	5,23	5,23	5,23
Количество твэлов в ТВС ЦЗ/ПЗ, шт.	19/18	19/18	19/18
Шаг размещения твэлов, мм	12	12	12
Диаметр/толщина оболочки твэла, мм	10,7/0,55	10,7/0,55	10,7/0,55
Загружаемое количество топлива/делящихся изотопов (т.а.) в реактор, кг	1728,4/345,7	1139,2/256,6	1159,7/236,1
Средняя удельная энергонапряженность АЗ, Вт/см ³	82,4	125	125
Средний тепловой поток с поверхности твэла, Вт/см	105,4	159,7	159,7

При обосновании физических характеристик экспериментального реактора диаметр и толщина оболочки твэла, схема охлаждения принимаются такими же, как в основном варианте. Конструкция реактора и элементов АЗ будут

разработаны на последующих этапах. Анализируются топливные композиции на основе UO_2 - и MOX-топлива, состоящего из ОЯТ ВВЭР или обедненного урана (ОУ), обогащенных оружейным или энергетическим плутонием, соответственно Pu^{op} и Pu^{en} . Эффективная плотность топлива из UO_2 и $(U + Pu)O_2$ принята равной 9,5 г/см³. Среднее обогащение по делящимся элементам не превышает 20 %. В таблице 2 приведены основные физические характеристики ВВЭР-СКД-30 для трех типов топливной композиции [9, 10].

Физические характеристики экспериментального реактора ВВЭР-СКД-30

ТВС включает в себя 19 твэлов, а примерно в половине ТВС центральный твэл заменен трубкой диаметром 12 мм и толщиной 0,55 мм, в которой размещается поглощающий стержень СУЗ.

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА ВВЭР-СКД-30

Расчетная модель реактора

Расчеты реактора проводились в пятигрупповом транспортном приближении для трехмерной гексагональной геометрии по программному комплексу WIMS-ACADEM [8]. Групповые константы в зависимости от выгорания и температуры топлива, от плотности и температуры теплоносителя и от других параметров рассчитывались по модифицированной программе WIMS-D5. В расчетной модели АЗ делилась по высоте на пять равных участков с различными параметрами по температуре топлива и замедлителя.

Таблица 3

Изменение теплогидравлических параметров по высоте ТВС с UO_2 в расчетной модели реактора

ΔZ_i от низа АЗ (для UO_2), см		17,0	17,0	17,0	17,0	17,0
ПЗ	γ_T , г/см ³	0,33	0,49	0,64	0,72	0,75
	t_T , °C	385	376	345	320	300
	$t_{об.}$, °C	395	406	405	380	320
	$t_{топл.}$, °C	600	710	730	650	460
$\rho_{H2O} \cdot 10^{24}$, яд/см ³		0,01092	0,0163	0,02128	0,0238	0,025
ЦЗ	γ_T , г/см ³	0,29	0,23	0,16	0,11	0,09
	t_T , °C	387	390	400	450	535
	$t_{об.}$, °C	400	430	460	550	580
	$t_{топл.}$, °C	500	900	1030	1100	950
$\rho_{H2O} \cdot 10^{24}$, яд/см ³		0,00965	0,00762	0,00532	0,00365	0,00299

Рассматривался вариант для ТВС с топливом UO_2 и обогащением топлива $X_5 = 20\%$. В таблице 3 приведены расчетные значения теплогидравлических параметров по высоте АЗ для ТВС с UO_2 , полученные из предварительных совместных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов в итерационном процессе по указанному программному комплексу. Для ТВС с плутониевым топливом будет изменяться только толщина слоев по высоте АЗ.

В активной зоне ЦЗ и ПЗ разделены разделительной выгородкой, состоящей из слоев стали, теплоизоляции и циркония общей толщиной 5 мм. В расчетной модели наличие выгородки имитировалось заданием 18-ти ТВС, состав и количество которых соответствовали гомогенному составу и объему данной выгородки. Наличие отражателя учитывалось двумя рядами ТВС с гомогенным составом, состоящим из 65 % стали и 35 % воды.

Расчет топливного цикла реактора с UO_2 -топливом

Расчеты проводились без учета перемещения СУЗ и обратных связей по изменению теплогидравлических параметров. Рассматривались частичные (~ один раз в год) и «кампанейские» (с выгрузкой всей АЗ) перегрузки. Кампания при частичных перегрузках получается равной 4×270 эфф. суток, а при «кампанейских» – 650 суток. В таблице 4 приведены зависимости расчетных $K_{\text{эфф.}}$, максимальных коэффициентов неравномерности энерговыделения по ТВС – K_q и по объему АЗ – K_v от времени выгорания для указанных видов перегрузок топлива.

Таблица 4

Зависимость $K_{\text{эфф.}}$, максимальных K_q и K_v от времени выгорания для ТВС с UO_2

Частичные перегрузки				Кампанейские перегрузки			
Время, сут	$K_{\text{эфф.}}$	K_q	K_v	Время, сут	$K_{\text{эфф.}}$	K_q	K_v
0	1,179	1,593	1,009	0	1,204	1,655	1,025
30	1,180	1,592	1,008	50	1,205	1,654	1,023
50	1,180	1,592	1,007	105	1,206	1,652	1,021
105	1,181	1,591	1,005	165	1,207	1,651	1,019
195	1,182	1,588	1,002	250	1,208	1,649	1,016
225	1,183	1,588	1,001	290	1,209	1,648	1,014
250	1,183	1,587	1,000	350	1,209	1,647	1,012
290	1,184	1,586	1,000	450	1,211	1,644	1,008
				500	1,212	1,643	1,007
				650	1,213	1,638	1,001

Эффективность СУЗ, коэффициенты реактивности и нейтронный поток в реакторе с UO_2 -топливом

При анализе АЗ с топливом UO_2 рассматривались следующие состояния: 1) работа при номинальной мощности; 2) выход на минимально контролируемый уровень (МКУ) мощности – нагрев теплоносителя до температуры ≈ 290 °C; 3) залив холодной водой с температурой 20 °C при всех «свежих» ТВС; 4) добавление гадолиния гомогенно во все твэлы ЦЗ в количестве ~ 100 мг/см³; 5) естественное содержание B^{10} в B_4C и 6) 80 %-ное его обогащение. Результаты выполненных расчетов для различных состояний реактора приведены в табл. 5.

Таблица 5

Расчетные значения $K_{\text{эфф.}}$ для варианта с топливом UO_2 при различных состояниях реактора

Состояние	$N_{\text{ном.}}$	МКУ	$t_{\tau} = 20$ °C	В ЦЗ Gd	В ПЗ СУЗ $B_{\text{ест}}$	В ПЗ СУЗ В 80 % обогащение
$K_{\text{эфф.}} (\Delta K, \%)$	1,009	1,018	1,205	1,105	$\Delta K 1 \text{ СУЗ} = 0,161 \%$	$\Delta K 1 \text{ СУЗ} = 0,2556 \%$

Добавка гадолиния позволяет снизить надкритичность реактора при заливе холодной водой, а в рабочих состояниях гадолиний не выгорает как поглотитель в быстром спектре нейтронов. Расчеты показывают, что при наличии гадолиния в ЦЗ, если размещать по одному поглощающему стержню СУЗ в ТВС и только в ПЗ, то нужно ~ 50 шт. (при обогащенном боре) и ~ 87 шт. при естественном боре в B_4C для перевода реактора залитого холодной водой в подкритическое состояние с $K_{\text{эфф.}} \approx 0,98$.

Максимальный поток быстрых нейтронов ($E \geq 0,11\text{MeV}$) для ТВС ЦЗ составляет $\sim 4 \cdot 10^{14} \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$. За четыре календарных года эксплуатации ТВС с UO_2 при 280 эфф. суток в году, максимальный флюенс быстрых нейтронов составит $4 \cdot 10^{22} \text{n/cm}^2$, что будет соответствовать повреждающей дозе ≈ 20 сна. Максимальный флюенс нейтронов на корпус реактора ВВЭР-СКД-30 с внутренней стороны за 50 лет будет составлять $\approx 2,5 \cdot 10^{21} \text{n/cm}^2$, что примерно соответствует условиям реакторов ВВЭР.

Топливный цикл для ТВС с ОЯТ и оружейным плутонием

Рассматривалась композиция топлива $(\text{U} + \text{Pu}^{op})\text{O}_2$ из ОЯТ ВВЭР после глубокого выгорания около 45 МВт·сут/кг т.а., обогащенного оружейным плутонием. Доля оксида оружейного плутония ε_{op} , состоящего из $\sim 90\%$ Pu^{239} , равна 22,3 %. Суммарное обогащение по делящимся ядрам составляет примерно 20 %.

Получено, что длительность топливного цикла для ТВС с ОЯТ и оружейным плутонием равна 4×250 эфф. суток при частичных перегрузках и 550 эфф. суток при кампанейских перегрузках. Зависимости расчетных $K_{\text{эфф}}$, максимальных K_q и K_v от времени выгорания для указанных видов перегрузок от времени выгорания приведены в табл. 6.

Таблица 6

Зависимость $K_{\text{эфф}}$, максимальных K_q и K_v от времени выгорания для ТВС с $(\text{U} + \text{Pu}^{op})\text{O}_2$

Частичные перегрузки				Кампанейские перегрузки			
Время, сут	$K_{\text{эфф}}$	K_q	K_v	Время, сут	$K_{\text{эфф}}$	K_q	K_v
00	1,223	1,607	1,014	0	1,260	1,687	1,039
30	1,223	1,606	1,012	50	1,260	1,683	1,035
50	1,223	1,604	1,010	110	1,260	1,679	1,031
90	1,223	1,602	1,008	150	1,260	1,677	1,029
110	1,223	1,601	1,007	210	1,260	1,672	1,025
150	1,223	1,598	1,004	250	1,260	1,670	1,022
170	1,223	1,597	1,003	300	1,260	1,666	1,019
210	1,222	1,594	1,001	350	1,259	1,662	1,015
230	1,222	1,593	1,001	400	1,259	1,659	1,012
250	1,222	1,592	1,000	450	1,258	1,655	1,009
				550	1,257	1,648	1,003

Топливный цикл для ТВС с ОУ, обогащенного энергетическим плутонием

Рассматривалась композиция, состоящая из ОУ, обогащенного энергетическим плутонием с содержанием Pu^{239} около 60 %. Матрицей для топлива с энергетическим плутонием принимался оксид из обедненного урана с остатками $\text{U}^{235} X_5 = 0,2\%$. При этом варианте топлива для выравнивания поля энерговыделения используются три зоны с содержанием доли $\varepsilon_{\text{PuO}_2} = 17,5$ и 25,0 % в ЦЗ и с $\varepsilon_{\text{PuO}_2}$, равном 35 % – в ПЗ.

Длительность кампании ТВС с $(\text{U} + \text{Pu}^{op})\text{O}_2$ при частичных перегрузках равна 4×260 эфф. суток. При кампанейских перегрузках она составляет 750 эфф. суток.

Зависимость расчетных $K_{\text{эфф}}$, максимальных K_q и K_v от времени выгорания для указанных видов перегрузок даны в табл. 7. Обобщенные результаты расчетов топливных циклов для рассмотренных трех типов топливных композиций приведены в табл. 8.

Потоки нейтронов быстрых энергий в центре АЗ равны для ВВЭР-СКД-30 $5,18 \cdot 10^{14} \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$ ($E \geq 0,11\text{MeV}$) и полный поток $\Phi = 8,85 \cdot 10^{14} \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$ ($E \geq 4 \text{ eV}$). Для сравнения максимальные потоки нейтронов в реакторе ВВЭР-СКД составляют 6,14 ($E \geq 0,11\text{MeV}$) и 12,0 ($E \geq 4 \text{ eV}$) $\cdot 10^{14} \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$.

Таблица 7

Зависимость $K_{\text{эфф}}$, максимальных K_q и K_v от времени выгорания для ТВС с $(U + Pu^{3n})O_2$

Частичные перегрузки				Кампанейские перегрузки			
Время, сут	$K_{\text{эфф}}$	K_q	K_v	Время, сут	$K_{\text{эфф}}$	K_q	K_v
0	1,228	1,638	1,017	0	1,197	1,611	1,051
30	1,226	1,633	1,015	50	1,195	1,604	1,047
50	1,225	1,630	1,014	100	1,193	1,598	1,043
110	1,222	1,622	1,010	200	1,189	1,585	1,036
190	1,219	1,611	1,005	300	1,183	1,572	1,029
210	1,218	1,608	1,003	350	1,184	1,566	1,026
280	1,215	1,599	0,999	450	1,180	1,555	1,019
				500	1,179	1,549	1,016
				600	1,175	1,538	1,010
				750	1,171	1,522	1,000

Таблица 8

Сравнительные характеристики топливных циклов для реактора ВВЭР-СКД-30 с тремя типами топлива

Характеристики	UO_2	$(U + Pu^{op})O_2$	$(U + Pu^3)O_2$
Начальная загрузка $(U + Pu)$ в АЗ при всех «свежих» ТВС, кг	1728,4	1159,7	1139,2
Начальная загрузка делящихся изотопов $U_5 + Pu$, кг	345,7	236,12	230,9
Среднее обогащение делящимися изотопами, %	20	20,36	20,27
Длительность кампании ТВС, эфф. сут при частичных перегрузках при кампанейских перегрузках	4×270 650	4×250 550	4×260 750
Энерговыработка средняя/максимальная в выгружаемых ТВС, МВт·с/т·а.	19/27,2	29,6/36,7	32,3/43,3
Запас реактивности по кампании, % частичные/кампанейские перегрузки	0,93/2,54	1,38/3,93	1,73/5,09
Максимальные за кампанию значения коэффициентов неравномерности энерговыделения K_q/K_v частичные перегрузки кампанейские перегрузки	1,18/1,59 1,20/1,65	1,22/1,60 1,26/1,69	1,22/1,63 1,20/1,61
Загрузка делящихся изотопов, кг/год (календарный)	91,67	58,62	57,3
Выгрузка делящихся изотопов, кг		52,76	
Коэффициент воспроизводства, ЦЗ/ПЗ		0,904/0,89	
Максимальный поток нейтронов, $\cdot 10^{14}$ н/см 2 ·с быстрых ($E \geq 0,11$ МэВ) / полный ($E \geq 4$ эВ)	3,91/6,63	5,83/9,87	5,18/8,85
Максимальная повреждающая доза на оболочке твэла, сна	18	26	23
Максимальная температура оболочки твэла, °C	630	650	650

СХЕМА ТЕПЛООТВОДА ЯЭУ С РЕАКТОРОМ ВВЭР-СКД-30

Принципиальная схема ЯЭУ с ВВЭР-СКД-30, включающая в себя канал системы аварийного отвода тепла с подключением через промежуточный теплообменник, представлена на рис. 2. Передачу тепла от АЗ реактора к конечному поглотителю тепла (воздушной атмосфере) предусматривается выполнять по трехконтурной схеме. При этом предполагает-

ся использовать двухпетлевую компоновку первого и второго контуров, в которых теплоносителем является соответственно вода, СКД и вода более низкого давления. В третьем контуре используется вода, прокачиваемая через градирню, где тепло отдается воздуху.

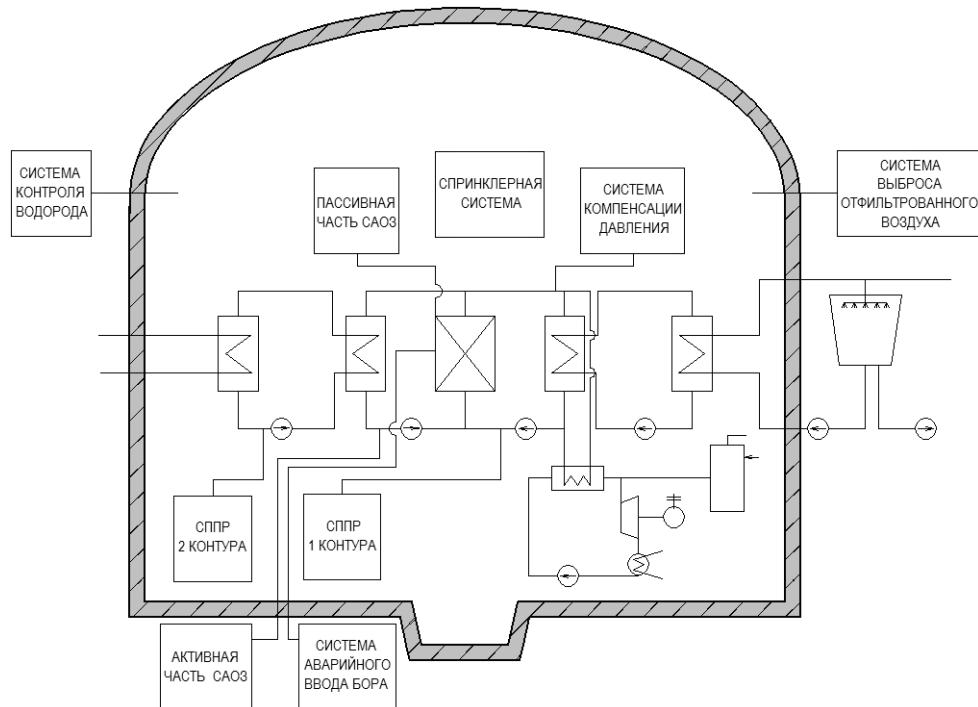


Рис. 2. Принципиальная схема ЯЭУ с экспериментальным реактором ВВЭР-СКД-30 (САОЗ – система аварийного отвода тепла, СППР – система продувки и промывки)

Каждая петля первых двух контуров должна включать в себя главный центральный насос, циркуляционные трубопроводы с арматурой и компенсатор объема. Должна быть предусмотрена возможность подключения этих петель к промежуточному или штатному теплообменнику. Третий контур, включающий в себя насос и трубопроводы, подключается к воздушной градирне.

Для нормального функционирования и обеспечения безопасности реактора и основных контуров в составе ЯЭУ должны быть предусмотрены десятки схем, таких как СУЗ, системы очистки и химического контроля воды и др. Предусматривается возможность частичного отвода тепла от первого контура путем установки дополнительной петли вне реактора с теплоносителем CO_2 и газовой турбиной.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Расчет топливных циклов экспериментального реактора ВВЭР-СКД-30 показывает, что оптимальным вариантом является использование МОХ-топлива на основе обедненного урана или ОЯТ, обогащенного оружейным или энергетическим плутонием. В результате обеспечивается более компактная конструкция АЗ, а также значения энергонапряженности и теплового потока с поверхности твэлов, близкие к характеристикам реактора большой мощности. В случае топлива из UO_2 с обогащением 20 % габариты АЗ получаются в ~ 1,5 раза больше, а энергонапряженность и тепловой поток в ~ 1,5 раза меньше, чем для указанных выше типов топлива.

Для удобства компоновки АЗ предлагается использовать небольшие безчехловые ТВС, включающие в себя ~ по 19 твэлов. Примерно в половине ТВС от их общего количества вместо центрального твэла размещается трубка под поглощающий стержень СУЗ.

Для дистанционирования и улучшения теплосъема, особенно в ЦЗ, твэлы, возможно, нужно делать оребренными или с проволочной навивкой. Максимальная температура оболочки твэла при этом не превысит 620 °С.

При заливе реактора холодной водой с температурой 20 °С возникает надкритичность ~ 20 %. Половину из этого запаса (~ 10 %) можно компенсировать гомогенным размещением в твэлах ЦЗ гадолиния в количестве ~ 100 мг/см³. Вторую половину можно скомпенсировать за счет СУЗ, размещая по одному поглощающему стержню с обогащенным бором в центре примерно половины ТВС от их общего количества.

В качестве способа перегрузок ТВС предпочтительнее применять кампанейские перегрузки, так как это сокращает время и количество радиационно опасных работ.

Максимальные потоки нейтронов в центре АЗ ВВЭР-СКД-30, а также повреждающая доза на оболочке твэла получаются на ~ 10 % меньше, чем в реакторе большой мощности. В результате в экспериментальном реакторе можно будет устанавливать один или два канала для ресурсных испытаний различных типов топлив и материалов оболочек твэлов. Максимальный флюенс нейтронов на корпус ВВЭР-СКД-30 примерно соответствует флюенсу на корпусе реакторов ВВЭР.

Максимальная повреждающая доза на разделительной выгородке составляет ~ 15 сна за пять календарных лет и ~ 150 сна за 50 лет. Возможно выгородка не будет заменяться в течение всего срока службы реактора. Реактор ВВЭР-СКД-30 можно сконструировать модульного типа с заменой после отработки одного модуля АЗ на другой, отличающийся как по спектру нейтронов, так и по схеме охлаждения.

Так как рассмотренные проблемы являются общими для реакторов с тепловым или быстрым спектром нейтронов, то проект экспериментального реактора может быть реализован в рамках международного сотрудничества.

Литература

1. Кириллов П.Л. Переход на сверхкритические параметры - путь совершенствования АЭС с водоохлаждаемыми реакторами // Теплоэнергетика. - 2001. - № 12. - С. 6-10.
2. GIFand Generation IV / URL: www.gen-4.org/PDFs/GIF-Overview.pdf
3. Bilbao Y Leon S., Choi J.-H., Cleveland J., Aksan N. Status of the IAEA Coordinated Research Project on heat transfer behavior and thermo-hydraulics code testing for supercritical water cooled reactors // Proceedings of the 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-13). - Kanazawa City, Japan. - September 27 - October 2, 2009. - Paper No. 13P1319.
4. Баранаев Ю.Д., Кириллов П.Л., Поплавский В.М., Шарапов В.Н. Ядерные реакторы на воде сверхкритического давления // Атомная энергия. - 2004. - Т. 96. - Вып. 5. - С. 374-380.
5. Никитенко М.П., Рыжов С.Б., Мохов В.А. и др. Корпусные реакторы со сверхкритическими параметрами пара. Конструкторские и схемно-режимные проработки РУ 4-го поколения ВВЭР-СКД // Труды международного семинара: Вода и пар сверхкритических параметров в атомной энергетике: проблемы и решения. - М.: НИКЭТ, 2008.
6. Глебов А.П., Клушин А.В. Реактор с быстрорезонансным спектром нейтронов, охлаждаемый водой сверхкритического давления при двухходовой схеме движения теплоносителя // Атомная энергия. - 2006. - Т. 100. - Вып. 5. - С. 349-355.
7. Семченков Ю.М., Сидоренков В.А. Перспективы развития АЭС с ВВЭР // Теплоэнергетика. - 2011. - № 5. - С. 2-9.
8. Глебов А.П., Клушин А.В. Сравнительный анализ физических характеристик реактора ВВЭР-СКД при одно- и двухходовой схемах движения теплоносителя // Препринт ФЭИ-3110. - Обнинск, 2007.
9. Глебов А.П., Клушин А.В. Тепловой реактор с уран-плутоний-ториевым топливным циклом, охлаждаемый водой сверхкритического давления при двухходовой схеме движения теплоносителя // Атомная энергия. - 2009. - Т. 106. - Вып. 5. - С. 243-249.
10. Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Клушин А.В. Использование реакторов, охлаждаемых водой сверхкритического давления - ВВЭР-СКД в замкнутом топливном цикле // Сб. тезисов VII Международной научно-технической конференции: Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики. - Подольск, 2010. С. 381-383.

Поступила в редакцию 04.02.2013

СТОХАСТИЧЕСКАЯ ТЕОРИЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ НУЛЕВОЙ МОЩНОСТИ ЧАСТЬ I. ФИЗИЧЕСКАЯ И МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛИ

Ю.В. Волков

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



Построена стохастическая теория ядерных реакторов нулевой мощности. Получены уравнения для многомерных производящих и характеристических функций, описывающих вероятностное поведение во времени ветвящегося процесса с несколькими типами частиц и иммиграцией. Этот ветвящийся процесс является математической моделью процесса размножения нейтронов в ядерном реакторе с посторонним источником нейтронов.

Ключевые слова: ядерный реактор нулевой мощности, производящие и характеристические функции, ветвящийся процесс, мгновенный нейtron, запаздывающий нейtron, слабый источник нейтронов, предшественник, вероятность, ядерная авария.

Key words: zero-power nuclear reactor, generating and characteristic functions, branching process, migration, prompt neutron, delayed neutron, weak neutron source, precursor, probability, nuclear accident.

ВВЕДЕНИЕ

Проблема стохастической кинетики точечного реактора нулевой мощности наиболее активно изучалась более 40 лет назад. Слова в предыдущей фразе, выделенные курсивом, требуют пояснения. Стохастическая кинетика – поведение ядерного реактора в условиях, когда на это поведение влияет случайность актов деления тяжелых элементов и случайность их продукции (выделенных в одном акте деления энергии и числа вторичных нейтронов). Точечный реактор – модель, когда ядерный реактор (всегда имеющий конечные размеры) по аналогии с простейшим геометрическим объектом – точкой (не имеющей структуры) – рассматривается целиком без детализации структуры. Реактор нулевой мощности – ядерный реактор, не требующий специальных мер по организации охлаждения в процессе работы, т.к. выделяемая энергия настолько мала, что естественной циркуляции воздуха вполне достаточно для охлаждения.

В конце 50-х, начале 60-х годов прошлого столетия интерес к этой теме исследований возник, во-первых, в связи с тем, что использование флюктуаций параметров, которые можно рассматривать как микроскопические переходные процессы в реакторе, позволило при изучении физики ядерных реакторов отойти от активных (зачастую потенциально опасных) экспериментов с организацией переходных процессов и перейти к пассивным измерениям в стационарном (критическом или подкритическом) состоянии. Во-вторых, замеченная при экспериментах на реакторах GODIVA [1]

случайная задержка в нейтронных импульсах при малой мощности постороннего источника нейтронов насторожила научную общественность, т.к. обеспечение ядерной безопасности требует определенности поведения объектов ядерных технологий. Модель Хансена [1] позволила понять, почему такое происходит, но она является приближенной, поэтому требуются оценки ее точности в рамках более общей теоретической модели. В своей давней и недоступной работе [2] автор провел анализ существовавших на то время методов теоретического изучения стохастической кинетики ядерных реакторов. Затем неоднократно обсуждал сам или вместе с коллегами (например, в работах [3–8]) многие частные модели и их приложения для анализа ядерной безопасности систем с делящимися материалами и слабым посторонним источником нейтронов. В настоящее время опять возрождается интерес к таким моделям в связи с необходимостью контроля и физической защиты ядерных материалов [9, 10]. В предлагаемой серии статей автор систематически излагает построенную им стохастическую теорию реакторов нулевой мощности со слабым посторонним источником нейтронов и обсуждает некоторые ее приложения.

Важным и требующим определенного ответа является вопрос: при какой мощности посторонний источник нейтронов следует считать слабым? Если этот источник не является слабым, то нейтронная популяция в ансамбле, содержащем делящиеся материалы, и возле которого расположен источник, будет вести себя вполне определенно и предсказуемо, т.к. при сильном источнике флуктуации числа нейтронов возле среднего малы. В работе [1] приведено условие $SL \ll 1$ слабости постороннего источника, где S (1/с) – мощность постороннего источника, L – время жизни мгновенных нейтронов. Понятно, что оно требует уточнения, т.к. никогда нельзя сказать определенно, что значит «много меньше». В третьей части этой работы такое уточнение сделано. Во второй части обсуждены особенности стохастического поведения цепочек делений в ядерном реакторе, а также применение полученных теоретических результатов для оценок вероятностей ядерных аварий.

В этой части работы приводится описание физической и математической моделей процесса деления в ядерном реакторе как ветвящегося процесса с несколькими типами частиц и иммиграцией [11, 12].

ФИЗИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ

Рассмотрим элементарные процессы, в которых участвуют нейтроны в ядерном реакторе. Один нейtron существует в реакторе в течение некоторого времени. По истечении этого времени он исчезает или за счет утечки, или за счет поглощения материалами реактора. При поглощении нейtron с определенным распределением вероятностей мгновенно рождает новые нейтроны или рождает предшественники запаздывающих нейтронов, или поглощается без деления.

Предшественники запаздывающих нейтронов существуют в течение некоторого времени, по окончании которого испускают дополнительное количество нейтронов. Эти предшественники могут быть разбиты на группы (типы) по характерным временем жизни. Нейтроны, выделяемые предшественниками, в дальнейшем неразличимы с нейтронами, рожденными мгновенно, и равнopravno участвуют в последующем цикле рождения и гибели нейтронов. Чтобы не перегружать модель излишними детализациями, не сильно влияющими на вид окончательных соотношений, здесь (и в дальнейшем для нейтронов источника) предполагается, что спектральные и другие характеристики этих нейтронов не слишком отличаются от тех же характеристик мгновенных нейтронов, т.е., что ценности нейтронов различного происхождения по отношению к элементарным процессам равны.

Если в ядерном реакторе присутствует посторонний источник нейтронов (посто-

ронний в том смысле, что испущенные им нейтроны рождаются не в процессе поглощения и рождения нейтронов материалами реактора), то из него в систему в некоторые моменты времени поступают (иммигрируют) нейтроны, в последующем равноправно участвующие во всех, описанных выше, процессах гибели и рождения.

Все нейтроны и предшественники запаздывающих нейтронов участвуют в элементарных процессах независимо друг от друга.

Времена существования каждого нейтрана и каждого предшественника, а также интервалы времени между появлениеми в системе нейтронов источника являются случайными. Кроме того, случайными являются число нейтронов, выделяемых в одном акте деления, а также каналы развития процесса.

Вероятность осуществления в реакторе двух элементарных процессов за время $t \downarrow 0$ пре-небрежимо мала по сравнению с вероятностью осуществления одного элементарного процесса за это же время.

ОБЩАЯ МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ВЕТВЯЩЕГОСЯ ПРОЦЕССА С НЕСКОЛЬКИМИ ТИПАМИ ЧАСТИЦ И С ИММИГРАЦИЕЙ

Хотя учет в математической модели нескольких групп (типов) предшественников запаздывающих нейтронов принципиальных трудностей не представляет, он делает необходимые выкладки необозримо громоздкими. Для выяснения характерных особенностей влияния запаздывающих нейтронов на случайный процесс рождения и гибели нейтронов достаточно учитывать одну группу. Поэтому для дальнейшего анализа изберем следующую математическую модель ветвящегося процесса, следуя работам [11, 12].

Нейтранам источника присвоим тип T_0 , нейтранам, присутствующим в реакторе и участвующим в элементарных процессах, – тип T_1 , предшественникам запаздывающих нейтронов – тип T_2 . Заметим, что частицы типа T_0 являются фиктивными [12], и введены только для удобства построения математической модели.

Если в реакторе имеется совокупность частиц, состоящая из α_0 частиц типа T_0 , α_1 частиц типа T_1 и α_2 частиц типа T_2 , то будем считать, что ветвящийся процесс находится в состоянии $\alpha = (\alpha_0, \alpha_1, \alpha_2)$. Зададим его вероятностями переходов $P_\alpha^{(i)}(t)$, равными вероятностям того, что одна частица типа T_i за время t переходит в совокупность частиц $\alpha = (\alpha_0, \alpha_1, \alpha_2)$.

Введем многомерные производящие функции

$$\Pi^{(i)}(t, s) = \sum_{\alpha} P_{\alpha}^{(i)}(t) s^{\alpha},$$

$$s^{\alpha} = s_0^{\alpha_0} s_1^{\alpha_1} s_2^{\alpha_2}; \quad s = (s_0, s_1, s_2),$$

и многомерные характеристические функции

$$F^{(i)}(t, z) = \sum_{\alpha} P_{\alpha}^{(i)}(t) e^{j\alpha z},$$

$$j = \sqrt{-1}; \quad z = (z_0, z_1, z_2); \quad e^{j\alpha z} = e^{j(\alpha_0 z_0 + \alpha_1 z_1 + \alpha_2 z_2)}.$$

Равенство $e^{j\alpha z} = s^{\alpha}$ определяет взаимнооднозначное преобразование векторов s и z .

Функции $\Pi^{(i)}(t, s)$ удобно использовать при изучении дискретного случайного процесса $\alpha(t)$, а функции $F^{(i)}(t, z)$ – при построении его непрерывного аналога.

Если $t \downarrow 0$, то

$$P_{\alpha}^{(i)}(t) = \delta_{\alpha}^{e_i} + p_{\alpha}^{(i)} t + o(t),$$

$$e_i = (\delta_i^0, \delta_i^1, \delta_i^2); \quad \delta_i^k = \begin{cases} 1 & i=k \\ 0 & i \neq k \end{cases}; \quad \delta_{\alpha}^{e_i} = \begin{cases} 1 & \alpha = e_i \\ 0 & \alpha \neq e_i \end{cases}. \quad (1)$$

В формуле (1) учитывается, что вероятность осуществления двух элементарных процессов за время $t \downarrow 0$ пренебрежимо мала по сравнению с вероятностью осуществления одного элементарного процесса.

Величины $p_{\alpha}^{(i)}$ есть плотности вероятности перехода одной частицы типа T_i в совокупность α частиц. Эти плотности в общем случае могут зависеть от времени t , например, когда коэффициент размножения нейтронов k является переменным во времени.

В задании плотностей вероятности $p_{\alpha}^{(i)}$, таких, что

$$\sum_{\alpha} p_{\alpha}^{(i)} = 0, \quad (2)$$

и состоит построение математической модели изучаемого процесса.

Процесс превращения частиц типа T_0 . Если при $t = 0$ есть одна такая частица, то с вероятностью $1 - St$ она останется жить в системе в течение времени $t \downarrow 0$, не породив частиц типа T_1 и T_2 , и с вероятностью St она исчезнет, породив одну частицу типа T_0 и одну частицу типа T_1 , вне зависимости от наличия или отсутствия в системе других частиц. Здесь S – интенсивность (мощность) постороннего источника нейтронов. Поэтому

$$p_{\alpha}^{(0)} = \begin{cases} -S & \alpha_0 = 1, \alpha_1 = 0, \alpha_2 = 0; \\ S & \alpha_0 = 1, \alpha_1 = 1, \alpha_2 = 0; \\ 0 & \text{при всех остальных } \alpha_0, \alpha_1, \alpha_2. \end{cases}$$

Заметим, что частицы типа T_0 не порождают непосредственно частицы типа T_2 .

Процесс превращения частиц типа T_1 . Поскольку, по определению частиц типа T_0 , они не появляются в результате размножения, то частицы типа T_1 не рождаются частицы типа T_0 . Они могут просто исчезать или, исчезая, порождать только частицы типов T_1 или T_2 .

Пусть частицы типа T_1 исчезают за время $t \downarrow 0$ с вероятностью t/L , где L – среднее время жизни нейтрона в реакторе. При этом с вероятностью π они порождают новые частицы типа T_1 и типа T_2 с распределением числа этих частиц q_{α_1, α_2} , тогда

$$p_{\alpha}^{(i)} = \begin{cases} \frac{1}{L} [1 - \pi(1 - q_{0,0})], & \alpha_0 = 0, \alpha_1 = 0, \alpha_2 = 0; \\ -\frac{1}{L} [1 - \pi q_{1,0}], & \alpha_0 = 0, \alpha_1 = 1, \alpha_2 = 0; \\ \frac{\pi}{L} q_{0,\alpha_2}, & \alpha_0 = 0, \alpha_1 = 0, \alpha_2 \geq 1; \\ \frac{\pi}{L} q_{1,\alpha_2}, & \alpha_0 = 0, \alpha_1 = 1, \alpha_2 \geq 1; \\ \frac{\pi}{L} q_{\alpha_1,\alpha_2}, & \alpha_0 = 0, \alpha_1 > 1, \alpha_2 \geq 2; \\ 0 & \text{при всех остальных сочетаниях } \alpha_0, \alpha_1, \alpha_2. \end{cases}$$

Условие (2) выполнено, поскольку

$$\sum_{\alpha_1, \alpha_2} q_{\alpha_1, \alpha_2} = 1.$$

Здесь, как и в работах [13, 14], $\pi = k/\bar{v}$, где k – введенный выше коэффициент размножения нейтронов, \bar{v} – среднее число вторичных нейтронов, появляющихся в

результате одного акта деления.

Если k изменяется во времени, то π – функция времени t . В этом случае изучаемый ветвящийся процесс становится неоднородным по времени. Для простоты изложения далее полагается, что $\pi = \text{const}$, а затем, по мере необходимости, делаются обобщения на неоднородный случай.

Процесс превращения частиц типа T_2 . Эти частицы могут исчезнуть за время $t \downarrow 0$ с вероятностью λt , породив частицу типа γ , или оставаться в системе с вероятностью $1 - \lambda t$, где λ – постоянная распада предшественников запаздывающих нейтронов, тогда

$$p_{\alpha}^{(2)} = \begin{cases} -\lambda & \alpha_0 = 0, \alpha_1 = 0, \alpha_2 = 1; \\ \lambda & \alpha_0 = 0, \alpha_1 = 1, \alpha_2 = 0; \\ 0 & \text{при любых других сочетаниях } \alpha_0, \alpha_1, \alpha_2. \end{cases}$$

Введем в рассмотрение производящие и характеристические функции плотностей вероятности перехода

$$\rho^{(i)}(s) = \sum p_{\alpha}^{(i)} s^{\alpha}, \quad (3)$$

$$f^{(i)}(z) = \sum p_{\alpha}^{(i)} e^{jaz}. \quad (4)$$

Подставив в (3), (4) полученные выше выражения для $p_{\alpha}^{(i)}$, имеем

$$\rho^{(0)}(s) = Ss_0(s_1 - 1) = s_0 g(s_1),$$

$$\rho^{(1)}(s) = (1 - \pi)/L s_1/L + \pi Q_s(s_1, s_2)/L,$$

$$\rho^{(2)}(s) = \lambda(s_1 - s_2),$$

где $g(s_1) = S(s_1 - 1)$, $Q_s(s_1, s_2)$ – производящая функция распределения q_{α_1, α_2} .

После простой замены $s_0 = e^{jz_0}$, $s_1 = e^{jz_1}$, $s_2 = e^{jz_2}$ имеем

$$f^{(0)}(z) = S e^{jz_0} (e^{jz_0} - 1),$$

$$f^{(1)}(z) = \frac{1}{L}(1 - \pi) - \frac{1}{L} e^{jz_1} + \frac{\pi}{L} Q_z(z_1, z_2),$$

$$f^{(2)}(z) = \lambda(e^{jz_1} - e^{jz_2}),$$

где $Q_z(z_1, z_2)$ – характеристическая функция распределения q_{α_1, α_2} .

В соответствии с теорией ветвящихся процессов [11,12] можно записать два типа уравнений для $\Pi^{(i)}(t, s)$:

$$\begin{aligned} \frac{d\Pi^{(0)}}{dt} &= \rho^{(0)}(\Pi^{(0)}, \Pi^{(1)}, \Pi^{(2)}) = \Pi^{(0)} g(\Pi^{(1)}), \\ \frac{d\Pi^{(1)}}{dt} &= \rho^{(1)}(\Pi^{(0)}, \Pi^{(1)}, \Pi^{(2)}) = \\ &= \frac{1}{L}(1 - \pi) - \frac{1}{L} \Pi^{(1)} + \frac{\pi}{L} Q_s(\Pi^{(1)}, \Pi^{(2)}), \\ \frac{d\Pi^{(2)}}{dt} &= \rho^{(2)}(\Pi^{(0)}, \Pi^{(1)}, \Pi^{(2)}) = \lambda(\Pi^{(1)} - \Pi^{(2)}) \end{aligned} \quad (5)$$

с начальными условиями $\Pi^{(i)}(0, s) = s_i$, или

$$\frac{\partial \Pi^{(i)}}{\partial t} = \sum_{k=0}^2 \rho^{(k)}(s) \frac{\partial \Pi^{(i)}}{\partial s_k} \quad (6)$$

с краевыми условиями $\Pi^{(j)}(0, s) = s_j$, $\Pi^{(j)}(t, 1) = 1$.

Уравнения (5) или (6) с соответствующими условиями дают эквивалентное и полное описание вероятностных характеристик изучаемого ветвящегося процесса.

Процесс размножения в реакторе может начаться с появления в нем, по крайней мере, одного нейтрона. Первоначально он может появиться от постороннего источника нейтронов, которым могут быть, например, спонтанные деления (всегда происходящие в реакторе). Введем в рассмотрение $P_{\alpha_1, \alpha_2}(t)$ вероятность наличия в реакторе α_1 частиц типа T_1 и α_2 частиц типа T_2 в момент времени t , если в момент времени $t = 0$ частиц этих типов не было.

Определим производящую функцию

$$\Pi(t, s_1, s_2) = \sum P_{\alpha_1, \alpha_2}(t) s_1^{\alpha_1} s_2^{\alpha_2}$$

и характеристическую функцию распределения $P_{\alpha_1, \alpha_2}(t)$

$$F(t, z_1, z_2) = \sum P_{\alpha_1, \alpha_2}(t) e^{jz_1 z_1} e^{jz_2 z_2}.$$

Ясно, что

$$P_{\alpha}^{(0)}(t) = \begin{cases} P_{\alpha_1, \alpha_2}(t), & \alpha_0 = 1; \\ 0, & \alpha_0 \neq 1. \end{cases}$$

Но тогда

$$\Pi^{(0)}(t, s) = s_0 \Pi(t, s_1, s_2);$$

$$F^{(0)}(t, z) = e^{jz_0} F(t, z_1, z_2).$$

Найдем из уравнения (6) для $\Pi^{(0)}(t, s)$ уравнение для $\Pi(t, s_1, s_2)$:

$$\frac{\partial \Pi}{\partial t} = g(s_1) \Pi + \frac{1}{L} [1 - \pi - s_1 + \pi Q_s(s_1, s_2)] \frac{\partial \Pi}{\partial s_1} + \lambda(s_1 - s_2) \frac{\partial \Pi}{\partial s_2}. \quad (7)$$

Поскольку

$$F(t, z_1, z_2) = \Pi(t, e^{jz_1}, e^{jz_2}),$$

то

$$\frac{\partial \Pi}{\partial s_i} = -je^{-jz_i} \frac{\partial F}{\partial z_i}.$$

Отсюда и из уравнения (7) имеем уравнение для $F(t, z_1, z_2)$

$$\begin{aligned} \frac{\partial F}{\partial t} = S(e^{jz_1} - 1)F + \frac{j}{L} [1 - (1 - \pi)e^{-jz_1} - \pi e^{-jz_1} Q_z(z_1, z_2)] \frac{\partial F}{\partial z_1} + \\ + j\lambda [1 - e^{j(z_1 - z_2)}] \frac{\partial F}{\partial z_2}. \end{aligned} \quad (8)$$

Уравнения (7) и (8) дополняются краевыми условиями

$$P(0, s_1, s_2) = 1, P(t, 1, 1) = 1;$$

$$F(0, z_1, z_2) = 1, F(t, 0, 0) = 1.$$

Чтобы всем полученным уравнениям придать окончательный явный вид, надо найти явный вид функций $Q_s(s_1, s_2)$ и $Q_z(z_1, z_2)$. Пусть $r(v)$ – распределение числа всех нейтронов (в том числе и запаздывающих), рожденных в результате одного акта деления. Предположим, каждый из v нейтронов с вероятностью β окажется запаздывающим, и с вероятностью $1 - \beta$ мгновенным. Тогда для получения распределения $q_{k,l}$ применима схема Бернуlli [15] с $v = k + l$ испытаниями и двумя исходами, поэтому

$$q_{k,l} = r(k+l) C_{k+l}^k (1-\beta)^k \beta^l, \quad C_n^r – \text{число сочетаний из } n \text{ по } r.$$

Следовательно,

$$Q_s(s_1, s_2) = \sum_{v=0}^N r(v) [(1-\beta)s_1 + \beta s_2]^v.$$

Здесь конечный верхний предел N в сумме определяется ограниченностью числа v сверху, например, согласно работе [16], $N = 5$.

Таким образом, полученные для $\Pi^{(i)}(t, s)$ и $F(t, z_1, z_2)$ уравнения принимают следующий явный вид:

$$\begin{aligned} \frac{d\Pi^{(0)}}{dt} &= \Pi^{(0)} S(\Pi^{(1)} - 1), \\ \frac{d\Pi^{(1)}}{dt} &= \frac{1}{L}(1-\pi) - \frac{1}{L}\Pi^{(1)} + \frac{\pi}{L} \sum_{v=0}^N r(v) [(1-\beta)\Pi^{(1)} + \beta\Pi^{(2)}]^v, \\ \frac{d\Pi^{(2)}}{dt} &= \lambda(\Pi^{(1)} - \Pi^{(2)}), \\ \Pi^{(i)}(0, s) &= s_i, \end{aligned} \quad (5')$$

$$\begin{aligned} \frac{dF}{dt} &= S(e^{jz_1} - 1)F + \\ &+ \frac{j}{L} \left\{ 1 - (1-\pi)e^{-jz_1} - e^{-jz_1} \pi \sum_{v=0}^N r(v) [(1-\beta)e^{jz_1} + \beta e^{jz_2}]^v \right\} \frac{\partial F}{\partial z_1} + \\ &+ j\lambda \left[1 - e^{j(z_1-z_2)} \right] \frac{\partial F}{\partial z_2}, \end{aligned} \quad (8')$$

$$F(0, z_1, z_2) = F(t, 0, 0) = 1. \quad (9)$$

Так как уравнения (5') или (8') полностью задают все вероятностные характеристики изучаемого ветвящегося процесса, то они представляют собой эквивалентные между собой общие модели этого процесса с несколькими типами частиц и иммиграцией. С помощью уравнений (5') удобно решать задачу о вероятности вырождения ветвящегося процесса и вероятности возникновения ядерной аварии. С помощью модели (8'), (9) удобно исследовать вопрос об описании дискретного числа нейтронов непрерывным аналогом и точности такого описания, в том числе по модели Коэна [16], а также получить соотношения для оценки масштабов последствий ядерной аварии.

Литература

1. Hansen G.E. / Assembly of Fissionable Material in the Presence of a Weak Neutron Source // Nucl. Sci. Eng. 1960. Vol. 8, pp. 709719.
2. Волков Ю.В., Назаров В.К. Замыкание стохастической теории реактора нулевой мощности. Препринт ФЭИ-1888, 1988.
3. Волков Ю.В. Стохастическая кинетика реактора со слабым источником и ядерная безопасность // Атомная энергия, т. 72, вып. 1, 1992.
4. Волков Ю.В. Теоретико-расчетные модели для оценок и обеспечения надежности и безопасности реакторных установок // Известия вузов. Ядерная энергетика. №6, 1995.
5. Волков Ю.В., Матков А.Г., Макаренков Ю.Д. Оценка возможности безаварийного пуска космической ЯЭУ без пускового источника нейтронов. // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. Вып. 4, 1995.
6. Волков Ю.В., Изотов Д.Г., Козиев И.Н. Распределение числа нейтронов в подкритическом реакторе со слабым посторонним источником нейтронов // Известия вузов. Ядерная

энергетика. №3, 1996.

7. Волков Ю.В., Козиев И.Н., Изотов Д.Г. Численные методы для анализа безопасности реактора со слабым источником // Известия вузов. Ядерная энергетика. №6, 1996.

8. Волков Ю.В., Фролов В.В. О ядерной безопасности внераекторного обращения с ядерными делящимися материалами в присутствии слабого источника нейтронов // Известия вузов. Ядерная энергетика. №4, 2004.

9. Дулин В.В., Матвеенко И.П. Определение глубоко подкритических состояний размножающихся сред методом Rossi-альфа // Известия вузов. Ядерная энергетика. №1, 2002.-С.9-18.

10. Дулин В.А., Дулин В.В. Определение умножения нейтронов утечки и массы делящегося вещества в глубокоподкритических системах // Атомная энергия. 2009. Т.107. Вып. 1. С. 3 9.

11. Севастьянов Б.А. Ветвящиеся процессы. М.: Наука, 1971.

12. Карлин Д. Основы теории случайных процессов. М.: Мир, 1971.

13. Могильнер А.И. Стохастическая кинетика ядерных реакторов. Импульсные и статистические методы исследования ядерных реакторов. Т.1. Обнинск, 1969.

14. Судэк Г. Проблемы кинетики реактора. В сб. Теория ядерных реакторов. М.: Госатомиздат. 1963.

15. Вентцель Е.С. Теория вероятностей. М.: Высшая школа, 1999.

16. Уриг Р. Статистические методы в физике ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1974.

Поступила в редакцию 24.09.2013

РАСЧЕТНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПЕРЕВОДА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА МИР НА НИЗКООБОГАЩЕННОЕ ТОПЛИВО

А.Л. Ижутов, С.В. Майнков, В.В. Пименов, В.А. Старков, В.Е. Федосеев
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия



Представлены результаты расчетного исследования возможности конверсии реактора МИР на низкообогащенное урановое топливо (НОУ-топливо). Было рассмотрено два типа НОУ-топлива с обогащением 19,7%: на основе диоксида урана и на основе сплава U9%Mo. По результатам нейтронно-физических и термогидравлических расчетов показано, что при конверсии произойдет незначительное уменьшение флюенса быстрых нейтронов на оболочках экспериментальных твэлов (4–6%) и существенное уменьшение годовой потребности ТВС (на 30–33%) и годового расхода ^{235}U (8–12%). Однако общее потребление урана при этом возрастет примерно в четыре раза. Показано также, что при переходе на НОУ-топливо показатели эксплуатационной надежности (эффективность органов СУЗ, запасы до начала кипения, кризиса теплообмена и др.) не ухудшаются. В заключение сделан вывод о принципиальной возможности перевода реактора МИР на НОУ-топливо при несущественных изменениях экспериментальных возможностей реактора.

Ключевые слова: конверсия, обогащение, топливо, исследовательский реактор МИР.
Key words: conversion, enrichment, fuel, MIR research reactor.

ВВЕДЕНИЕ

Перевод исследовательских реакторов на топливо из низкообогащенного урана (НОУ) является одной из целей Программы конверсии реакторов (RERTR) в рамках Глобальной инициативы по снижению угрозы (GTRI). К настоящему времени между Национальной администрацией по ядерной безопасности Министерства энергетики США и Федеральным агентством по атомной энергии России (Росатом) достигнута договоренность по изучению технической возможности перевода шести Российских исследовательских реакторов на НОУ-топливо, одним из которых является реактор МИР.

Реакторная установка (РУ) МИР расположена на территории ОАО «ГНЦ-Научно-исследовательский институт атомных реакторов» в г. Димитровраде. Основное ее назначение – испытание материалов, изделий и экспериментальных ТВС, исследование режимов эксплуатации и отработка технологии теплоносителя перспективных ядерных реакторов нового поколения.

По физическим особенностям МИР – это гетерогенный реактор на тепловых нейтронах с водяным теплоносителем, с замедлителем и отражателем из металлического бериллия. Его конструктивная особенность состоит в том, что каждая рабочая тепловыделяющая сборка (РТВС) размещена в отдельном канале, а каналы расположены в бас-

© А.Л. Ижутов, С.В. Майнков, В.В. Пименов, В.А. Старков, В.Е. Федосеев, 2013

сейне с водой. Такое решение позволяет совместить основные преимущества бассейновых и канальных реакторов.

В качестве топлива в реакторе МИР используют высокообогащенный уран.

Основная задача расчетного исследования конверсии реактора МИР на НОУ-топливо заключалась в получении сравнительных характеристик активной зоны реактора с высокообогащенным урановым (ВОУ) топливом и НОУ-топливом с последующим определением возможности самой конверсии [1].

КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ РЕАКТОРА МИР

Активную зону реактора (рис. 1) формируют из шестигранных блоков бериллиевой кладки, по осям которых установлены прямоточные циркониевые каналы для размещения в них рабочих и экспериментальных ТВС. Ее структура выбрана из условия минимального взаимного влияния соседних испытываемых устройств друг на друга, для чего каждый канал с исследуемым изделием окружен шестью каналами с рабочими ТВС.

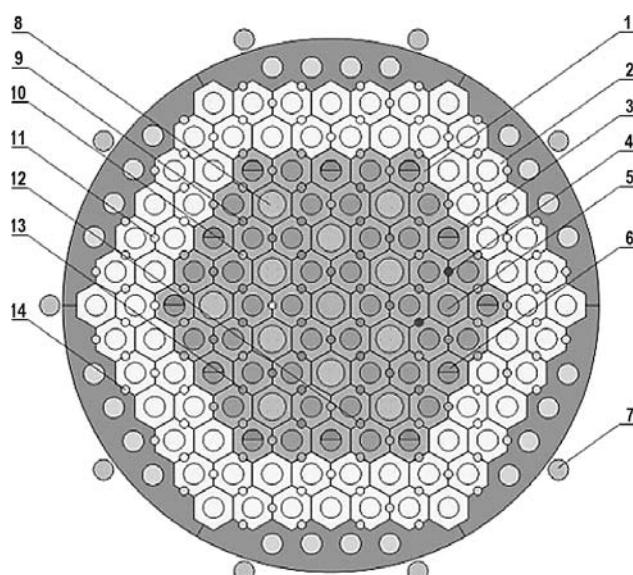


Рис. 1. Картограмма реактора МИР: 1 – Ве-блок активной зоны; 2 – Ве-блок отражателя; 3 – Ве-блок петлевого канала; 4 – стержень АР; 5 – рабочий канал; 6 – канал с дозагрузкой; 7 – ионизационная камера; 8 – петлевой канал; 9 – стержень АЗ-КС; 10 – Ве-пробка активной зоны; 11 – Ве-пробка отражателя; 12 – труба СУЗ; 13 – труба СУЗ с заглушкой; 14 – Al-пробка

Бериллиевая кладка активной зоны и отражателя собрана по треугольной решетке из 127-ми шестигранных блоков с размером под ключ 148,5 мм и шагом 150 мм. Центральные четыре ряда Ве-блоков выполняют функции замедлителя, внешние два ряда – отражателя.

Для обеспечения аварийной защиты, регулирования мощности, компенсации реактивности и создания в каждом экспериментальном канале необходимого режима испытания в активной зоне, на стыке граней бериллиевых блоков размещены рабочие органы регулирования системы управления и защиты – стержни АЗ-КС и АР. Кроме того, для компенсации реактивности используют 12 компенсаторов с топливной дозагрузкой (КД), которые расположены по оси бериллиевых блоков четвертого ряда кладки активной зоны.

Реактор эксплуатируют в режиме частичных перегрузок топлива. После каждой кампании в активную зону загружают свежие рабочие ТВС в количестве, необходимом для обеспечения запаса реактивности для очередной кампании.

Рабочая ТВС реактора МИР (рис. 2) состоит из четырех кольцевых коаксиально расположенных твэлов. Каждый твэл представляет собой трехслойную трубу, в которой топливный слой с обеих сторон заключен в оболочку из алюминиевого сплава. В качестве топлива использован диоксид урана, диспергированный в алюминиевую матрицу.

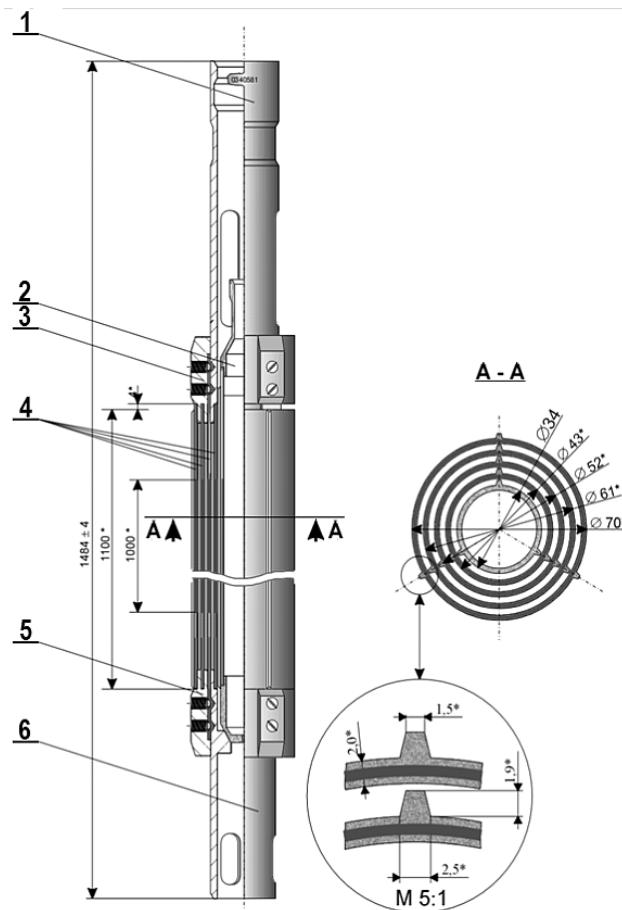


Рис. 2. Рабочая ТВС: 1 – головка; 2 – вытеснитель; 3 – гребенка верхняя; 4 – твэлы; 5 – гребенка нижняя; 6 – ножка

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ РАСЧЕТОВ

Для получения сравнительных результатов расчета были определены общие для всех типов топлива исходные характеристики активной зоны реактора МИР:

- референтная (базовая) конфигурация активной зоны;
- глубина погружения рабочих органов СУЗ;
- относительное распределение массы ^{235}U по активной зоне в начале кампании;
- мощность реактора (40 МВт);
- продолжительность кампании реактора (14 суток).

Референтная конфигурация активной зоны, выбранная исходя из опыта эксплуатации реактора, изображена на рис. 3. В петлевых каналах расположены либо экспериментальные ТВС, либо бериллиевые пробки (Ве-пробки). Один петлевой канал заполнен водой. В остальных ячейках активной зоны размещены рабочие ТВС, а также компенсаторы реактивности с топливной дозагрузкой. Референтное значение потоков быстрых нейтронов определяли на оболочках твэлов, размещенных в петлевом канале, вы-

деленном на картограмме. В качестве экспериментальной ТВС (ЭТВС) была задана кассета с 19-тью твэлами ВВЭР, расположенными по треугольной решетке. Обогащение урана по ^{235}U в топливе твэлов ВВЭР равно 3,6 %. Шестиугольный чехол ЭТВС изготовлен из сплава Э110.

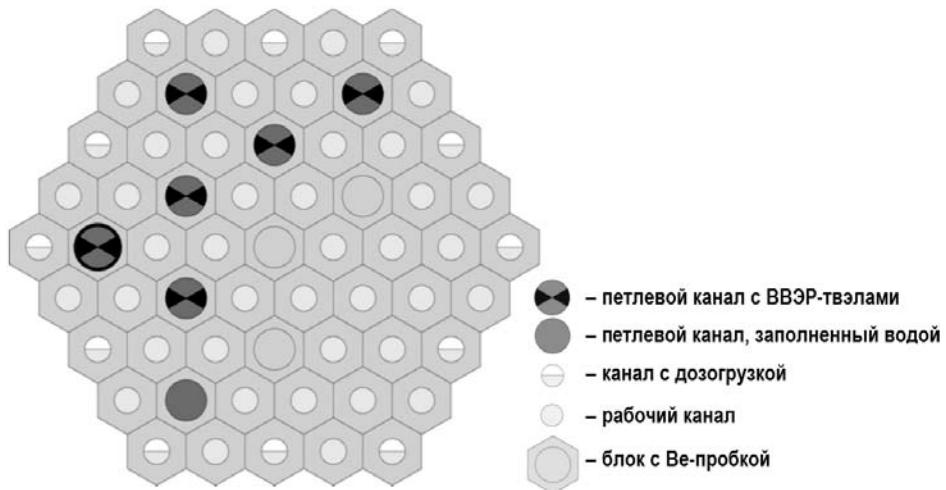


Рис. 3. Картограмма референтной активной зоны

Были рассмотрены два варианта НОУ-топлива: оксидное UO_2 и сплав $\text{U}9\%\text{Mo}$. По предварительным оценкам для сохранения запаса реактивности загрузка ^{235}U в ТВС с НОУ-топливом должна составлять примерно 460 г. Обеспечить такое содержание ^{235}U предлагается при помощи увеличения

- содержания топлива в сердечнике (для обоих типов топлива);
- толщины топливного сердечника (для обоих типов топлива);
- числа твэлов (только для UO_2).

Основные сравнительные геометрические и технологические характеристики ТВС с ВОУ- и НОУ-топливом представлены в табл. 1 и на рис. 4.

Таблица 1

Сравнительные характеристики ТВС с ВОУ- и НОУ-топливом

Параметр	ВОУ	НОУ-1	НОУ-2
Вид топлива	UO_2	UO_2	$\text{U}9\%\text{Mo}$
Обогащение по ^{235}U , %	90	19,7	19,7
Диаметр ТВС, мм		70	
Высота топливной части твэлов, мм		1000	
Толщина твэла, мм		2	
Ширина межтвэльного зазора, мм		2,5	
Количество твэлов в ТВС	4	6	4
Общая поверхность теплосъема, m^2	1,37	1,72	1,37
Масса ^{235}U в ТВС, г	350	460	460
Плотность сердечника, g/cm^3			
– по ^{235}U	0,91	0,57	1,02
– по U	1,01	2,90	5,16
Объемная доля топлива в сердечнике, отн. ед.	0,11	0,317	0,33

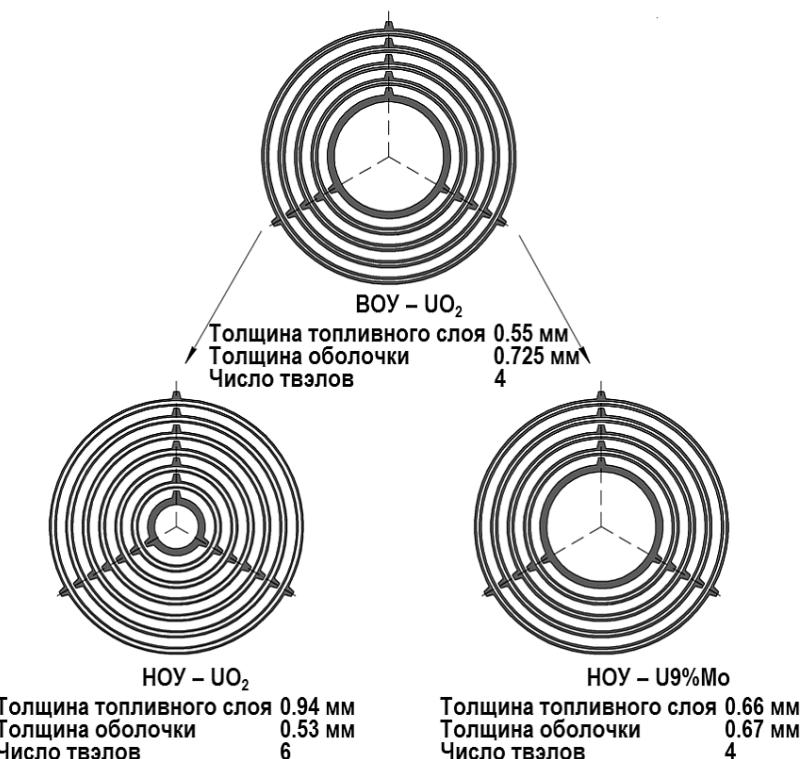


Рис. 4. Поперечное сечение ТВС с ВОУ- и НОУ-топливом

В случае использования оксидного НОУ-топлива обеспечить загрузку ^{235}U 460 г только за счет увеличения плотности и толщины сердечника невозможно. Это ограничивается предельным значением плотности UO_2 в сердечнике, которая может быть технологически реализована при изготовлении твэлов. Поэтому в ТВС с таким топливом число твэлов увеличено до шести с соответствующим изменением геометрии внутреннего вытеснителя. Для сплава U9%Mo загрузка ^{235}U может быть обеспечена без изменения количества твэлов в ТВС.

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ

Для решения задач, связанных с определением характеристик активной зоны с ВОУ- и НОУ-топливом, была разработана детальная нейтронно-физическая расчетная модель с использованием кода MCU-RR (Monte Carlo Universal – Research Reactor) [2]. Код MCU-RR2 предназначен для расчета функционалов потока нейтронов и фотонов в исследовательских ядерных реакторах методом Монте-Карло на основании оцененных ядерных данных без внесения каких-либо дополнительных приближений в описание геометрии рассматриваемой системы и физики взаимодействия частиц с веществом. Изменения в нуклидном составе топлива учитывались с помощью модуля выгорания BURNUP [3].

Полученные в результате расчетов характеристики активных зон с ВОУ- и НОУ-топливом представлены в табл. 2.

Анализ результатов расчетов показывает, что при переходе на НОУ-топливо происходит увеличение продолжительности цикла топлива и, как следствие, увеличение глубины его выгорания в выгружаемых ТВС. Снижение темпа потери реактивности обусловливается, в основном, увеличением массы ^{235}U в активной зоне. Эффективность РО СУЗ и запас реактивности изменяются при этом в диапазоне 3–4%. Последний параметр в таблице, характеризующий способность обеспечить необходимую мощность в петле-

вом канале за счет мощности окружающих ТВС, изменяется незначительно, поэтому заданная мощность ЭТВС обеспечивается при практически одинаковой мощности рабочих ТВС окружения. Среднегодовые эксплуатационные характеристики реактора МИР представлены в табл. 3.

Сравнительные нейтронно-физические характеристики с ВОУ- и НОУ-топливом

Параметр	Значение		
	ВОУ UO ₂	НОУ UO ₂	НОУ U9%Mo
Среднее выгорание топлива в активной зоне, %			
– в начале кампании	29,5	34,5	33,8
– в конце кампании	33,3	37,3	36,6
Темп потери реактивности, 10 ⁻³ % Δk/k/MВт·сут	4,26	3,22	2,91
Эффективность РО СУЗ, % Δk/k	28,7	28,3	27,4
Запас реактивности в неотравленном состоянии, % Δk/k	13,0	12,8	12,6
Отношение мощности ЭТВС к мощности окружающих ТВС в неотравленном состоянии, отн. ед.	0,70	0,69	0,68

Среднегодовые эксплуатационные характеристики реактора МИР

Параметр	Значение		
	ВОУ UO ₂	НОУ UO ₂	НОУ U9%Mo
Среднее число выгружаемых ТВС в конце цикла, шт.	3,9	2,6	2,7
Среднее выгорание ²³⁵ U в выгружаемой ТВС, %	50,5	54,4	53,1
Годовая потребность ТВС	62,4	41,6	43,2
Годовой расход, кг			
– ²³⁵ U	21,8	19,1	19,9
– U	24,2	97,0	100,9
Годовой флюенс быстрых нейтронов (E>0,1 МэВ) на оболочке твэлов ВВЭР в ячейке 3–10 в средней плоскости активной зоны, 10 ²¹ см ⁻²	3,65	3,50	3,42

Следует особо отметить, что конверсия реактора МИР на НОУ-топливо приведет к значительному снижению годового потребления ТВС (на 30–33%) и годового расхода ²³⁵U (на 8–12%). При этом общее потребление урана возрастет примерно в 4 раза. Годовой флюенс быстрых нейтронов (один из референтных параметров) снизится на 4–6%.

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ

Теплогидравлические расчеты проводились для обоснования теплофизических критериев безопасной эксплуатации реактора. Были рассчитаны

- распределение тепловых потоков с поверхности твэлов;
- распределение температур омываемых поверхностей твэлов, температур контакта топлива с оболочками и максимальных температур топлива по высоте активной зоны;
- коэффициенты запаса до начала поверхностного кипения и кризиса теплообмена.

Для определения температуры начала поверхностного кипения были использованы формулы Берглиса-Розенау [4] и Форстера-Грейфа [5]. Критическое значение плотности теплового потока определялось по корреляции Миршака [6].

Так как в режиме маневрирования мощность рабочей ТВС по регламенту может достигать максимального значения 3,2 МВт, то расчет всех теплогидравлических параметров проведен именно для этого значения мощности. Температура теплоносителя на входе в ТВС принята равной 40°C, а расход теплоносителя – 70 м³/час.

Распределения температурных полей в наиболее напряженном (внешнем) твэле для ТВС с ВОУ- и НОУ-топливом представлены на рис. 5–7 соответственно (отметка «0» соответствует верху активной зоны, циркуляция теплоносителя осуществляется сверху вниз).

Максимальные значения температуры оболочки и топливного сердечника для каждого типа топлива представлены в табл. 4, теплофизические запасы – в табл. 5.

Приведенные в табл. 5 данные получены на координате твэла с максимальной температурой наружной поверхности оболочки. Из представленных результатов следует, что теплофизические критерии при конверсии реактора МИР на НОУ-топливо не ухудшаются.

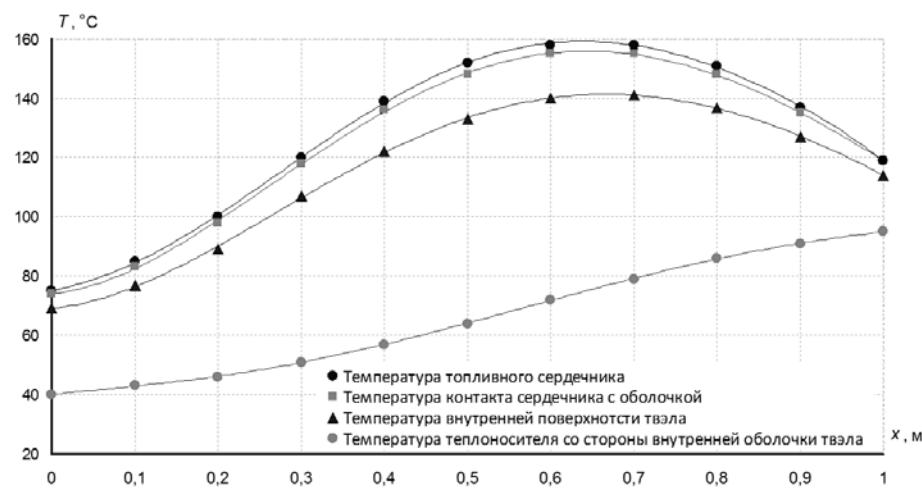


Рис. 5. Распределение температуры для ВОУ-топлива (UO₂)

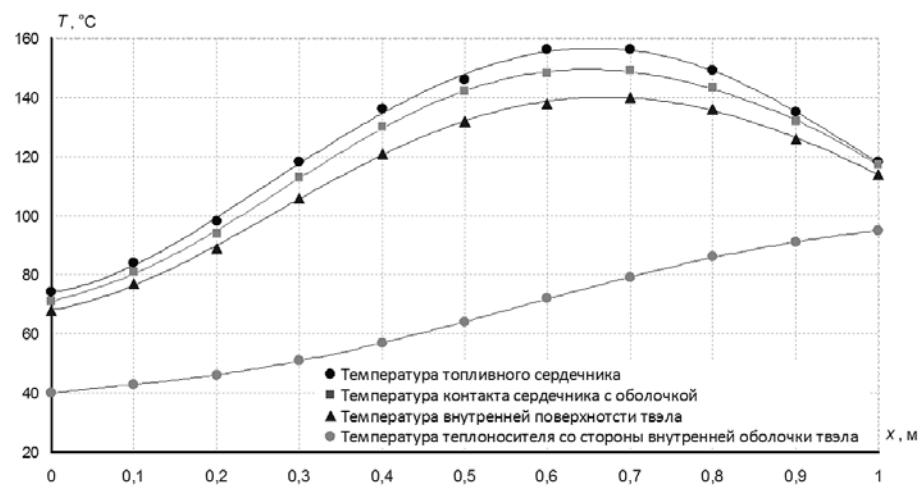


Рис. 6. Распределение температуры для НОУ-топлива (UO₂)

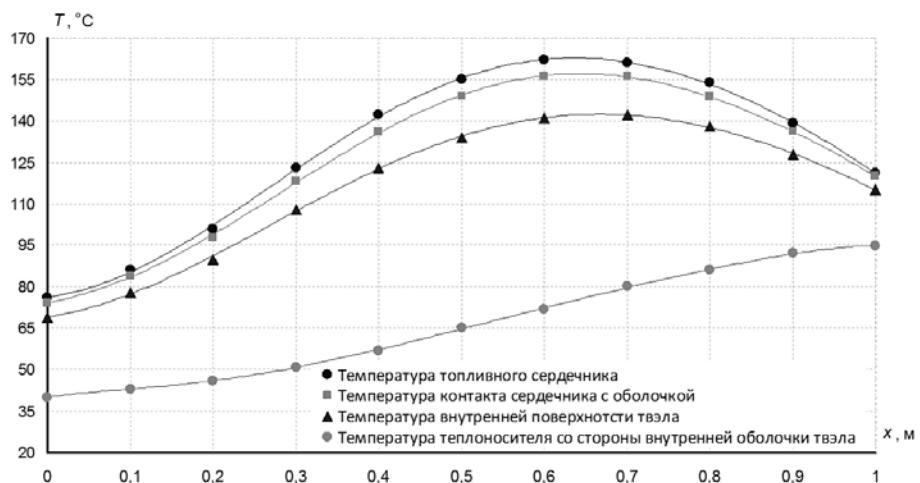


Рис. 7. Распределение температуры для НОУ-топлива (U9%Mo)

Таблица 4

Максимальные температуры внешнего твэла в ТВС с мощностью 3,2 МВт

Параметр	Значение		
	ВОУ UO ₂	НОУ UO ₂	НОУ U9%Mo
Максимальная температура оболочки, °C	141	140	142
Максимальная температура топливного сердечника, °C	158	156	162

Таблица 5

Теплофизические критерии безопасной эксплуатации реактора МИР

Параметр	Значение		
	ВОУ UO ₂	НОУ UO ₂	НОУ U9%Mo
Тепловой поток, кВт/м ²	4002	3449	4042
Скорость теплоносителя в межтвэльном зазоре, м/с	9,1	7,2	9,1
Коэффициент запаса до начала поверхностного кипения – формула Берглиса-Розенау – формула Форстена-Грейфа	1,45 1,58	1,50 1,60	1,44 1,57
Запас до кризиса теплообмена	4,5	4,8	4,4

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Перевод исследовательского реактора МИР на НОУ-топливо приведет к следующим изменениям его характеристик:

- плотность потока быстрых нейтронов на оболочках экспериментальных твэлов в петлевых каналах снизится на 4–6%;
- темп потери реактивности с выгоранием топлива снизится на 24–32%;
- потребление урана вырастет примерно в четыре раза при одновременном снижении потребления ^{235}U на 8–12%;
- годовое потребление ТВС уменьшится примерно на 30%.

Таким образом, из результатов расчетного исследования следует принципиальная возможность конверсии реактора МИР на НОУ-топливо без ухуд-

шения его эксплуатационных параметров и без существенных изменений его экспериментальных возможностей.

Литература

1. *Izhutov A.L., Mainskov S.V., Pimenov V.V., Starkov V.A., Svyatkin M.N.* State of Work on Calculation Studies of the MIR Reactor Conversion.33rd International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors. Chile. Santiago. 23–27 October.2011.
2. Гомин Е.А. Статус MCU-4//ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов.2006.Вып.1. – С. 632.
3. Юдкевич М.С. Программа BURNUP для расчета изменения изотопного состава реактора в процессе кампании/Препринт ИАЭ-6048/5-М.,1997.
4. Bergles A.E., Rohsenow W.M. The determination of forced convection surface boiling heat transfer. Transacnions ASME86//Journal of Heat Transfer.Series C. – 1964. – P. 365-371.
5. Fabrega S. Le calcul thermique des reacteurs de recherchй refroidis par eau / Rapport CEA-R-4114, 1971.
6. Mirshak S., Durant W.D., Towell R.H. Heat Flux at Burnout. DuPont, DP-335, February, 1959.

Поступила в редакцию 11.10.2013

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.51.17

Constants base for calculations of fast reactors. The path to the modern state of the problems of the further development. | Nikolaev M.N.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 12 pages, 1 illustration. – References, 14 titles.

Briefly described the history of the development of a constant ensure neutron-physical calculations of fast reactors. Impairments in the current state are noted and tasks for further development are formulated.

УДК 519.87:621.039.5

There can be a nuclear power to competitive energy in the free market? | Klimenko A.V.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 12 pages, 7 illustrations. – References, 20 titles.

Modern nuclear power installations are noncompetitive at interest rates of economy above 10 %/year in the free market of energy. However, it does not mean, that the nuclear power in general is noncompetitive and, especially, unprofitable. That the nuclear power had the future, it is necessary to reconsider system of designing of nuclear power installations and a nuclear fuel cycle.

УДК 621.181.29

Research of possibility of using thermal energy accumulators on the nuclear power plant at regulation of frequency of current in the power network | Bazhanov V.V., Loshchakov I.I., Shchuklinov A.P.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 8 pages, 5 illustrations. – References, 4 titles.

The results of research proving possibility of using a system of accumulation of thermal energy in the nuclear power plant with the VVER reactor for ensuring variable power of a turbogenerator with the participation of the nuclear power plant in regulation of frequency of current in a power network are given in this article. Research is conducted in relation to one of possible versions of the project of the power unit of the nuclear power plant with the VVER reactor of the rated power of 1200 MW and system of accumulation of thermal energy with insignificant deviations in the thermal scheme, power and a design of system of rather published data of the project.

УДК 621.039.57-58

Efficiency of low-power nuclear engineering for heat production | Kursky A.S.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 8 pages, 3 tables, 2 illustrations. – References, 14 titles.

The paper presents the usefulness and importance of the development of small nuclear energy. The technical and economic performance of modern reactor are given. This reactor facility is designed for regional energy. The efficiency of vessel-type boiling water reactors in operation of nuclear cogeneration plants and nuclear power combined cycle plants is shown.

УДК 621.039.564

Study of the functioning of the gas phase electrochemical oxygen sensor with a solid oxygenated electrolyte under conditions which emulate process of hydrogen regeneration of circulation loops of perspective reactors with heavy liquid metal coolants | Ivanov I.I., Storozhenko A.N., Ulyanov V.V., Teplyakov Yu.A., Shelemet'ev V.M., Sadovnichy R.P.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 6 pages, 1 table, 6 illustrations. – References, 4 titles.

The theoretical model which describes the dependence of voltage of the gas phase electrochemical oxygen sensor with a solid oxygenated electrolyte on partial pressure of hydrogen in mixture «argon – hydrogen – water vapor» has been considered. This model has been proved in experiments with gas phase electrochemical oxygen sensor with a solid

oxygenated electrolyte with different measuring electrodes and reference electrodes. Experimental results prove the possibility of applying of the gas phase electrochemical oxygen sensor with a solid oxygenated electrolyte for control the content of hydrogen in gas phase of loop of reactors with heavy liquid metal coolants.

УДК 53.082.731:543.272.2

The study of temperature influence on the performance of conductometric hydrogen sensor element based on Pd-Ag alloy | Skomorokhov A.N., Shelemelev V.M., Askhadulin R.Sh., Storozhenko A.N., Skomorokhova S.N., Sitnikov I.V.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Odninsk, 2013. – 8 pages, 1 table, 4 illustrations. – References, 4 titles.

Temperature influence on such characteristics of the conductometric hydrogen sensor elements response time and magnitude of variation of the electric resistance in the temperature range from 180 up to 310°C has been investigated. Type of functional dependence of variation of the electric resistance in dependence from hydrogen concentration at various temperatures was determined.

УДК 621.039.548

The methodical features of structural investigations for sodium cooling pins | Kinyov E.A., Tsygvintsev V.A., Barybin A.V.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Odninsk, 2013. – 10 pages, 1 table, 6 illustrations. – References, 3 titles.

The specificity of rupture pin defect and gas flow pin defect are examined. It is complicated to identify the first type of defects about its feature: initial or secondary. It is hard to localize the other flow defect. Depth analysis is demanded of the complex investigation including the defect modeling results. Article data illustrates the urgent need of waterless technology is one must during preparation of faulty pins for post reactor investigations.

УДК 621.039.53

Analysis of approaches to the simulations of the processes of radioactive deposits formations on the contour's walls of the fast sodium reactors | Korsun A.S., Kharitonov V.S., Filippov M.F.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Odninsk, 2013. – 5 pages. – References, 7 titles.

The paper presents analysis of approaches to the simulations of the processes of radioactive deposits formations on the contour's walls of the fast sodium reactors.

УДК 621.039.526.034

Design substantiation of electricity-heated reactor model construction with supercritical parameters | Avdeev E.F., Chusov I.A., Shelegov A.S., Ukraintsev V.F., Titov D.M., Ragulin S.V.; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Odninsk, 2013. – 9 pages, 4 tables, 3 illustrations. – References, 11 titles.

The paper presents the Russian concept of electrically heated supercritical reactor model. Coolant with such parameters can enhance efficiency of facility to 45-49%. Russian concept of new generation NPP's based on supercritical parameters of coolant not limited only reactor facility. The development of new electricity generating facility based on Brayton cycle with recuperative heat exchangers is considered. Basic concept of reactor facility model is based on transition possibility between one-way and two-way core models by minimal change in reactor core model design. Reactor facility model has been developed with geometry distortion with scale factor (full scale reactor/reactor model) 1:5. In this paper the main requirements has been formulated for design of reactor model. Design justification of reactor model based on energy equation for coolant flow and closure equations for cell and assembly model flow rates. In the energy equation included the heat part generated by the friction and loses on acceleration. The original system of equations was performed by iteration. Calculations were performed for three types of media: water, carbon dioxide and Freon-134. Estimation results of thermal-hydraulic characteristics for supercritical reactor model shows that parameter of water, carbon dioxide and Freon-134 achieved on 31 MWt, 3,9 MWt and 4,0 MWt respectively.

УДК 621.039.052

Numerical simulation of the coolant flow in the porous body model of a fast breeder reactor | Leskin S.T., Slobodchuk V.I., Shelegov A.S., Yaurov S.V., Chistozvonova E.A., Sorokin A.P., Opanasenko A.N., Kalyakin S.G., Zaryugin D.G.; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2013. – 8 pages, 8 illustrations. – References, 5 titles.

The results of numerical simulation of the coolant flow in the model of a fast breeder reactor are presented. 3D-model of an experimental facility is developed and the simulation is carried out with ANSYS CFD code. The porous body approach is used for simulation of complicated elements of the reactor model such as heat exchangers, reactor core. The numerical results of thermohydraulic characteristics for the case of the coolant forced circulation as well as for the case of emergency cooling are presented. The numerical results are in qualitative agreement with the experimental data. The performance capability of a passive emergency cooling system with self-contained heat exchangers is confirmed.

УДК 53.072.8

Conception design of intensive nonreactor neutron source based on hydrogen ion accelerator | Kononov O.E., Kononov V.N., Bokhovko M.V., Gremiachkin D.E.; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2013. – 9 pages, 7 illustrations. – References, 3 titles.

Creation of intensive neutron source for various types of neutron therapy is discussed. The way to generate intensive neutron beams and their ability is described. Shown that accelerator with 3 MeV beam energy it is possible to create neutron facility for oncology clinic.

УДК 621.039.526.034+621.039.546.8:536.24

Experimental analysis of flowrates distribution features in double-loop reactor channels | Avdeev E.F., Chusov I.A.; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2013. – 7 pages, 5 illustrations. – References, 5 titles.

Experimental data on the flowrate distribution in working channels dummies of «Research reactor model» experimental facility with double-loop configuration are provided. The procedures of experiments performance and received experimental data processing are provided in detail. Based on the fulfilled experiments, the conclusion was made on applicability of the obtained data for the reactor plant safety analysis.

УДК 532.5

The equations and algorithms for the calculation of temperature fields of shells of revolution in aerodynamic flow considering dependence of its material properties on the temperature | Rozman L.S.; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2013. – 7 pages, 4 illustrations. – References, 6 titles.

Due to the rapid development of space exploration programs using rockets with nuclear facilities there was a necessity to quickly and efficiently calculate temperature fields of head part of missile to ensure safe transport of nuclear installations to orbit. We consider the formulation and solving algorithms of the non-stationary problem for calculation of temperature fields of shell of revolution in high-temperature aerodynamic flow with known temperature. We propose and consider the physical model and calculation of temperature fields in the frontal part and in circle sections of the shell of revolution. The proposed physical model of shell heat transfer with the ablation of material will predict the ability to perform the targeting of the shell by calculating the temperature fields and the total thickness of entrained layers for different possible values of the parameters defining the ablation parameters for shell material.

УДК 621.039.516

The comparison analyses of VVER REMIX-fuel characteristics when multiple recycling were made | Dekusar V.M., Kagramanyan V.S., Kalashnikov A.G., Kapranova E.N., Korobitsyn V.E., Puzakov A.Yu.; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*»

(*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2013. – 9 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References, 9 titles.

The calculation studies on VVER-1000 fuel composition when multiple plutonium and uranium recycling along with medium enriched uranium feeding (REMIX-fuel) were made. The calculation results of natural uranium consumption, separation work, minor actinide accumulation, and the dose rates of FAs with fresh fuel are given. A comparison between VVER-1000 types reactors fuelled with different fuels (UO_2 , REMIX, MOX) on characteristics indicated above was performed.

УДК 621.039.54

Investigations on justification and development of concept of direct-steam NPP with water cooled reactor at supercritical parameters with fast resonance spectrum | Glebov A.P., Klushin A.V.; Editorial board of journal «*Izvestia vishikh uchebnikov zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2013. – 10 pages, 8 tables, 2 illustrations. – References, 10 titles.

The features of experimental reactor WWER-SCD-30 cooled by water of supercritical parameters ($P = 25 \text{ MPa}$, $t = 540^\circ\text{C}$), with power of 30 MWt are considered. This reactor is characterized by fast resonance neutron spectrum and two-pass coolant flow scheme. Physical characteristics of WWER-SCD-30 calculated for three types of fuel are given. The first of them is based on UO_2 with ~ 20 % enrichment. The two other fuel types are from depleted uranium enriched by weapon or commercial plutonium. Application of small fuel assemblies without sheath that consist of ~ 19 fuel pins in each is provided. Calculated data on fuel cycles with these fuel types including values of K_{ef} and maximum power density distribution form factor K_q – on fuel assembly and K_V – throughout the reactor core volume in dependence of burning up duration are presented. The heat removal scheme of NPP with WWER-SCD-30 reactor is discussed. The maximum temperature on the fuel pin cladding is not higher than 620°C .

УДК 621.039.516

Stochastic theory for zero-power nuclear reactors. Part 1. Physical and mathematical models | Volkov Yu.V.; Editorial board of journal «*Izvestia vishikh uchebnikov zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2013. – 8 pages. – References, 16 titles.

Stochastic theory built for zero-power nuclear reactors. The equations were obtained for the multidimensional generating and characteristic functions describing the probabilistic behavior in time branching process with several types of particles and migration. Branching process is a mathematical model of in neutron multiplication assumed in a nuclear reactor with an external neutron source.

УДК 621.039.55

Calculations in support of MIR research reactor conversion to low-enriched fuel | Izhutov A.L., Maynskov S.V., Pimenov V.V., Starkov V.A., Fedoseev V.E.; Editorial board of journal «*Izvestia vishikh uchebnikov zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2013. – 9 pages, 5 tables, 8 illustrations. – References, 6 titles.

The paper presents the results of the calculations in support of MIR reactor conversion to low-enriched uranium fuel (LEU fuel). There were two LEU fuel types with 19.7% enrichment studied based on uranium dioxide and U9%Mo alloy. The neutron-physical and thermal-hydraulic calculations show that there is a slight decrease (4-6%) of fast neutron fluence on the experimental fuel element claddings during the conversion as well as a significant decrease of the annual consumption of FAs (30-33%) and ^{235}U (8-12%). However, the total uranium consumption increases by approximately 4 times. The results also show that the conversion to LEU fuel does not degrade the safe operation criteria (performance of the control and safety rods, departure from nuclear boiling, heat exchange crisis, etc.). It is concluded that the conversion of the MIR research reactor to LEU-fuel is feasible in principle with insignificant changes of the reactor experimental capabilities.

НАШИ АВТОРЫ

Авдеев Е.Ф. – ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
Асхадулин Р.Ш. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Бажанов В.В. – к.т.н., в.н.с. ОАО «НПО ЦКТИ им. И.И. Ползунова»; доцент, ИЭиТС «СПбГПУ», г. Санкт-Петербург
Барыбин А.В. – ведущий инженер, ОАО «Институт реакторных материалов», г. Заречный
Боховко М.В. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Волков Ю.В. – д.т.н., профессор, ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
Глебов А.П. – к.т.н., в.н.с., ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Гремячkin Д.Е. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Декусар В.М. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Зарюгин Д.Г. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Иванов И.И. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Ижутов А.Л. – к.т.н., директор реакторного исследовательского комплекса ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград
Каграманян В.С. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Калашников А.Г. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Калякин С.Г. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Капранова Э.Н. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Кинев Е.А. – к.т.н., начальник группы, ОАО «Институт реакторных материалов», г. Заречный
Клименко А.В. – д.т.н., профессор, НИЯУ «МИФИ», г. Москва
Клушин А.В. – м.н.с., ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Кононов В.Н. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Кононов О.Е. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Коробицын В.Е. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Корсун А.С. – НИЯУ «МИФИ», г. Москва
Курский А.С. – к.т.н., главный инженер, ОАО «ВНИИНМ» им. А.А. Бочвара, г. Москва
Лескин С.Т. – ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
Лощаков И.И. – д.ф.-м.н., профессор, ИЭиТС «СПбГПУ», г. Санкт-Петербург
Майнсков С.В. – аспирант ДИТИ НИЯУ МИФИ, м.н.с. ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград
Николаев М.Н. – д.ф.-м.н., профессор, гл.н.с. отдела, ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Опанасенко А.Н. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Пименов В.В. – к.т.н., начальник лаборатории ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград
Пузаков А.Ю. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Рагулин С.В. – ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
Розман Л.С. – ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
Садовничий Р.П. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Ситников И.В. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Скоморохов А.Н. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Скоморохова С.Н. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Слободчук В.И. – ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
Сорокин А.П. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Старков В.А. – к.т.н., начальник отдела ОАО «ГНЦ НИИАР»; доцент, ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград
Стороженко А.Н. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск

Стороженко А.Н. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Тепляков Ю.А. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск,
Титов Д.М. – ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
Украинцев В.Ф. – ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
Ульянов В.В. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Федосеев В.Е. – с.н.с. ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград
Филиппов М.Ф. – НИЯУ «МИФИ», г. Москва
Харитонов В.С. – НИЯУ «МИФИ», г. Москва
Цыгвинцев В.А. – начальник группы, ОАО «Институт реакторных материалов», г. Заречный
Чистозвонова Е.А. – ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
Чусов И.А. – ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
Шелегов А.С. – ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
Шелеметьев В.М. – ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск
Щуклинов А.П. – ассистент, ИЭИТС «СПбГПУ», г. Санкт-Петербург
Яуров С.В. – ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

OUR AUTHORS

Askhadulin R.Sh. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Avdeev E.F. – INPE NRNU MEPhI, Obninsk
Barybin A.V. – Principal Engineer, JSC «Institute of Nuclear Materials», Zarechny
Bazhanov V.V. – Cand. Sci. (Engineering), Leading Research Engineer, JSC «SDARDP»; Associate professor, IETS SPSPU, St. Petersburg
Bokhovko M.V. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Chistozvonova E.A. – INPE NRNU MEPhI, Obninsk
Chusov I.A. – INPE NRNU MEPhI, Obninsk
Dekusar V.M. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Fedoseev V.E. – Senior Scientist, JSC «SSC RIAR», Dimitrovgrad
Filippov M.F. – NRNU «MEPhI», Moskow
Glebov A. P. – Cand. Sci (Engineering), Leading Researcher, SSC RF-IPPE, Obninsk
Gremiachkin D.E. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Ivanov I.I. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Izhutov A.L. – Cand. Sci (Engineering), Director of Research Reactor Complex, JSC «SSC RIAR», Dimitrovgrad
Kagramanyan V.S. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Kalashnikov A.G. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Kalyakin S.G. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Kapranova E.N. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Kharitonov V.S. – NRNU «MEPhI», Moskow
Kinev E.A. – Cand.Sci (Engineering), Head of Group, JSC «Institute of Nuclear Materials», Zarechny
Klimenko A.V. – Dr. Sci. (Engineering), Professor, NRNU «MEPhI», Moskow
Klushin A.V. – Junior Researcher, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk

Kononov O.E. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Kononov V.N. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Korobitsyn V.E. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Korsun A.S. – NRNU «MEPhI», Moscow
Kursky A.S. – Cand. Sci. (Engineering), Chief Engineer, SSC «HTRIIM», Moscow
Leskin S.T. – INPE NRNU MEPhI, Obninsk
Loshchakov I.I. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, IETS SPSPU, St. Petersburg
Maynskov S.V. – Postgraduate student, NRMD NRNU MEPhI; Junior Scientist at JSC «SSC RIAR», Dimitrovgrad
Nikolaev M.N. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, Principal Scientist of Department, SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Opanasenko A.N. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Pimenov V.V. – Cand. Sci (Engineering), Head of Laboratory, JSC «SSC RIAR», Dimitrovgrad
Puzakov A.Yu. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Ragulin S.V. – INPE NRNU MEPhI, Obninsk
Rozman L.S. – INPE NRNU MEPhI, Obninsk
Sadovnichy R.P. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Schuklinov A.P. – Assistant, IETS SPSPU, St. Petersburg
Shelegov A.S. – INPE NRNU MEPhI, Obninsk
Shelemet'ev V.M. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Sitnikov I.V. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Skomorokhov A.N. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Skomorokhova S.N. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Slobodchuk V.I. – INPE NRNU MEPhI, Obninsk
Sorokin A.P. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Starkov V.A. – Cand. Sci (Engineering), Head of Division, JSC «SSC RIAR», Associate Professor, NRMD NRNU MEPhI, Dimitrovgrad
Storozhenko A.N. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Teplyakov Yu.A. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Titov D.M. – INPE NRNU MEPhI, Obninsk
Tsygvintsev V.A. – Head of Group, JSC «Institute of Nuclear Materials», Zarechny
Ukrainstsev V.F. – INPE NRNU MEPhI, Obninsk
Ulyanov V.V. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk
Volkov Yu.V. – Dr. Sci. (Engineering), Professor, INPE NRNU MEPhI, Obninsk
Yaurov S.V. – INPE NRNU MEPhI, Obninsk
Zaryugin D.G. – SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk

ПЕРЕЧЕНЬ СТАТЕЙ, ОПУБЛИКОВАННЫХ В ЖУРНАЛЕ В 2013 г.

I. ТЕМАТИЧЕСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

П. Л. Кириллов

Водоохлаждаемый реактор ВВЭР СКД (предварительные разработки) 1

В. И. Ярыгин

Ядерная энергетика прямого преобразования в космических миссиях XXI в. 2

В. И. Рачков

Разработка технологий закрытого ядерного топливного цикла с быстрыми реакторами для крупномасштабной ядерной энергетики 3

М. Н. Николаев

Константное обеспечение расчётов быстрых реакторов. Путь к современному состоянию и задачи дальнейшего развития 4

А. В. Клименко

Может ли ядерная энергетика стать конкурентоспособной на свободном рынке энергии 4

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

О. Л. Ташлыков, А. А. Наумов, С. Е. Щекlein

Моделирование процесса замораживания натрия в трубопроводах с целью оптимизации ремонта реакторных установок на быстрых нейтронах 2

А. В. Безносов, Э. Г. Новинский, А. В. Львов, П. А. Боков, Т. А. Бокова

Выбор запирающей среды уплотнения вала главных циркуляционных насосов РУ со свинцовыми и свинцово-висмутовыми теплоносителями 2

В. В. Ульянов, П. Н. Мартынов, В. А. Гулевский, А. С. Фомин, Ю. А. Тепляков

Исследование процессов и устройств водородной очистки применительно к циркуляционным контурам с тяжелыми жидкокометаллическими теплоносителями 2

В. В. Бажанов, И. И. Лощаков, А. П. Щуклинов

Исследование возможности использования на АЭС аккумуляторов тепловой энергии при регулировании частоты тока в сети 4

А. С. Курский

Эффективность использования малой атомной энергетики для теплофикации 4

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

Н. Н. Титаренко, П. А. Дворников, С. Н. Ковтун, В. П. Полионов

Использование генерации акустических колебаний в химической реакции и свойств пузырьковой среды в жидкости для выявления сквозных дефектов оболочек блоков с натрием 1

В. И. Мельников, В. В. Иванов, Ю. А. Киселев, А. А. Киселев, К. М. Мирясов

Исследование акустозондовых сигнализаторов уровня теплоносителя в интегральном стенде КВ-2 1

К. Н. Маловик, В. В. Никишин

Прогнозирование состояния теплоносителя ядерных реакторов 1

В. К. Милинчук, В. И. Белозеров, А. С. Шилина, О. А. Ананьева, Т. Е. Куницына, А. Б. Гордиенко

Исследование генерации водорода при взаимодействии алюминия с водными растворами ... 2

Д. С. Самохин, А. А. Чуклин

Использование компьютерных кодов RELAP\SCDAP и MELCOR для анализа управления авариями ВВЭР-1000 2

Г. Н. Власичев

О характере протекания запроектных аварий реактора БН на стадии послеаварийного перемещения материалов активной зоны 2

<i>А.С. Балашевский, Д.В. Шевелев, Н.И. Власенко, В.Я. Козлов</i>	
Моделирование тяжелой аварии в БВ ОЯТ энергоблока №1 Южноукраинской АЭС в случае длительного обесточивания и нарушения теплоотвода при помощи программного кода MELCOR 1.8.5	3
<i>П.А. Дворников, С.Н. Ковтун, Д.А. Лукьянов, С.С. Шутов, А.С. Жилкин</i>	
Методы локализации дефектных ТВС в реакторе МБИР	3
<i>В.П. Смирнов, А.З. Гаязов, И.В. Кузьмин, А.Ю. Лещенко, С.В. Семеновых, В.В. Серебряков, А.С. Хренов</i>	
Моделирование облучения персонала, задействованного в технологическом процессе разделки ОЯТ АМБ под водой	3
<i>Ю.В. Волков, А.В. Соболев</i>	
Метод учета надежности человеко-машинных комплексов РУ при принятии управленческих решений и результаты его применения на примере Балаковской АЭС	3
<i>И.И. Иванов, А.Н. Стороженко, В.В. Ульянов, Ю.А. Тепляков, В.М. Шелеметьев, Р.П. Садовничий</i>	
Изучение работы твердоэлектролитного датчика кислорода в газах в условиях, имитирующих процессы водородной очистки циркуляционных контуров перспективных РУ с тяжелыми жидкокометаллическими теплоносителями	4
<i>А.Н. Скоморохов, В.М. Шелеметьев, Р.Ш. Асхадулин, А.Н. Стороженко, С.Н. Скоморохова, И.В. Ситников</i>	
Исследование влияния температурного режима на работоспособность кондуктометрического чувствительного элемента датчика водорода на основе сплава Pd-Ag	4

ИСТОРИЯ НАУКИ

<i>В.В. Харитонов</i>	
К 100-летию атома Бора	3

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

<i>П.Н. Мартынов, К.Д. Иванов, О.В. Лаврова, С.-А.С. Нязов, В.М. Шелеметьев, В.В. Ульянов, Р.П. Садовничий, А.С. Фомин</i>	
Влияние диффузионного выхода металлических компонентов сталей через оксидные покрытия на массоперенос в циркуляционных контурах с тяжелыми свинец-содержащими теплоносителями	1
<i>В.И. Павленко, Л.Л. Лебедев, В.В. Прозоров, В.А. Доильницын</i>	
Отработка режимов пассивации на стальной трубчатке парогенераторов АЭС	1
<i>А.С. Алой, Ю.А. Барбанель, А. В. Трофименко</i>	
Титаносиликатная стекломатрица для отверждения отходов, содержащих f-элементы	1
<i>И.Н. Измалков, Л.П. Лошманов, А.В. Костюхина</i>	
Механические свойства сплава Э110 при температурах до 1273 К	2
<i>В.Г. Астолов, В.П. Смирнов, А.Ю. Лещенко, И.В. Кузьмин, А.С. Покровский, Г.П. Кобылянский, Д.В. Харьков</i>	
Поведение сплава Э125 при высокотемпературном окислении	3
<i>Е.А. Кинев, В.А. Цыгвинцев, А.В. Барыбин</i>	
Методические особенности структурных исследований твэлов с натриевым охлаждением	4

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

<i>В.А. Старков, Н.Ю. Марихин</i>	
Методика и программа расчета стационарного температурного поля в системе многозонных цилиндрических твэлов	1
<i>Н.М. Троянова, В.П. Гинкин</i>	
Сверхнеявная схема неполной факторизации для решения трехмерных разностных уравнений эллиптического типа	1
<i>А.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук, Н.И. Логинов, А.С. Михеев</i>	
О преобразовании тепловой энергии ядерного реактора в энергию направленного потока электромагнитного излучения в ядерно-фотонном движителе	1
<i>И.Р. Суслов, И.А. Лямцев, С.В. Чернов</i>	
Гибридный метод расчета защиты ЯЭУ на основе схемы уменьшения дисперсии CADIS	2

В.П. Гинкин, Н.М. Троянова

Пространственно-временной расчет переходных процессов в быстрых реакторах 2
М.В. Силин, А.В. Левченко, О.А. Григорьева

Верификация кода DYNCO на основе расчетных и экспериментальных данных активной зоны
реакторов ВТГР 3

А.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук, Н.И. Логинов, А.С. Михеев

Об экспериментальном обосновании преобразователей теплового излучения в
параллельный поток фотонов 3

А.С. Корсун, В.С. Харитонов, М.Ф. Филиппов

Анализ подходов к моделированию процессов формирования радиоактивных отложений на
стенках контуров быстрых натриевых реакторов 4

Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, А.С. Шелегов, В.Ф. Украинцев, Д.М. Титов, С.В. Рагулин

Расчетное обоснование конструкции электрообогреваемой модели РУ на сверхкритических
параметрах 4

С.Т. Лескин, В.И. Слободчук, А.С. Шелегов, С.В. Яуров, Е.А. Чистозвонова, А.П. Сорокин, А.Н.

Опанасенко, С.Г. Калякин, Д.Г. Зарюгин

Численное моделирование неизотермического течения теплоносителя в баке быстрого
реактора 4

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

В.Н. Абрамова

Методологические основы психологической подготовки персонала промышленных
предприятий к работе в условиях повышенного риска 3

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

А.А. Юдов, Ю.А. Соколов, Ю.И. Чернухин

Гетерогенный сцинтилляционный детектор гамма-излучения для обнаружения
азотосодержащих взрывчатых веществ нейтронно-радиационным методом 1

Н.К. Вознесенский, Н.В. Богданов, С.Л. Дорохович, Ю.Г. Забарянский, Е.С. Матусевич, Ю.А.

Кураченко, В.А. Левченко, Ю.С. Мардынский, Н.Н. Вознесенская

Моделирование гипертермии при стабилизирующей вертебропластике 1

А.И. Трофимов

Физическое явление эмиссии электронов в металлах под действием ультразвука 2

О.Е. Кононов, В.Н. Кононов, М.В. Баховко, Д.Е. Гремячkin

Концепция создания безреакторного интенсивного источника нейтронов для лучевой
терапии на базе ускорителя ионов водорода 4

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

А.Ю. Легких, П.Н. Мартынов, Р.Ш. Асхадулин

Расчет массообменных аппаратов для обеспечения заданного кислородного режима
в тяжелом жидкокометаллическом теплоносителе 1

В.И. Белозеров, Е.В. Варсанов, В.В. Колесов

Моделирование влияния недогрева теплоносителя в органах регулирования на измерение
температуры на выходе из ТВС реактора ВВЭР-1000 1

В.А. Грабежная, А.С. Михеев, Ю.Ю. Штейн, А.А. Семченков

Расчетно-экспериментальное исследование работы модели парогенератора
БРЕСТ-ОД-300 1

Д.Г. Зарюгин, С.Г. Калякин, С.Т. Лескин, А.Н. Опанасенко, А.П. Сорокин

Расчётно-экспериментальные исследования теплогидравлических характеристик в баке
быстрого реактора на интегральной модели CAPX в различных режимах работы
установки 2

В.А. Старков, В.Е. Федосеев, В.Ю. Шишин

Моделирование условий и результаты петлевых испытаний модифицированных твэлов
реактора СМ в обоснование их работоспособности 2

А.В. Клинов, Н.К. Калинина, Н.Ю. Марухин, В.В. Пименов, А.Л. Петелин, В.А. Старков, В.Е. Федосеев

Испытания экспериментальных ТВС с малым вредным поглощением нейтронов
в реакторе СМ 2

Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов

Экспериментальное исследование особенностей распределения расходов в каналах модели двухпетлевого реактора 4

Л.С. Розман

Уравнения и алгоритмы расчета температурных полей оболочки вращения в аэродинамическом потоке с учетом зависимости свойств ее материала от температуры 4

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

П.А. Мосеев, В.В. Коробейников, А.Л. Мосеев

Оптимизация управления складскими запасами плутония в замкнутом топливном цикле с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах 2

А.Ф. Егоров, В.В. Коробейников, Е.В. Поплавская, Г.А. Фесенко

Расчетные исследования сценариев развития глобальной АЭ в предположении неоднородного развития мира 3

Г.Л. Хорасанов, А.И. Блохин

Выживание младших актинидов в жестких нейтронных спектрах 3

В.М. Декусар, В.С. Каграманян, А.Г. Калашников, Э.Н. Капранова, В.Е. Коробицын, А.Ю. Пузаков

Анализ характеристик РЕМИКС-топлива при многократном рецикле в реакторах ВВЭР 4

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

О.Ю. Кочнов, В.В. Колесов, Р.В. Фомин

Оценка увеличения производства ^{99}Mo при различных компоновках активной зоны на реакторе ВВР-ц 1

В.Н. Нестеров

Обеспечение проектного значения глубины выгорания ядерного топлива высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов работоспособностью графита 2

И.В. Малышева, А.Н. Царапкина, В.А. Елисеев, А.В. Егоров

Особенности начального этапа работы активной зоны реактора БН-1200 3

А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков

Расчетно-экспериментальные исследования радиационного тепловыделения в боковом экране реактора БОР-60 3

В.А. Черный, Л.А. Кочетков, И.В. Бурьевский, В.Ю. Стогов

Повышение плотности потока нейронов в многоцелевом быстром исследовательском реакторе 3

А.П. Глебов, А.В. Клужин

Исследования по обоснованию и развитию концепции одноконтурной ЯЭУ с водоохлаждаемым реактором при сверхкритических параметрах с быстрорезонансным спектром 4

Ю.В. Волков

Стochasticкая теория ядерных реакторов нулевой мощности. Часть 1. Физическая и математическая модели 4

А.Л. Ижутов, С.В. Майнков, В.В. Пименов, В.А. Старков, В.Е. Федосеев

Расчетное исследование возможности перевода исследовательского реактора МИР на низкообогащенное топливо 4

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

Т.А. Горшкова, Р.С. Чурюкин, О.А. Карагузова, Н.В. Амосова, Н.Н. Павлова, Ю.М. Мартirosyan, О.П. Власова, И.М. Симакова

Изучение зависимости флюктуирующей асимметрии у растений от величины радиоактивного загрязнения территории 1

В.И. Диденко, Б.И. Яцало, С.В. Грицюк, О.А. Мирзеабасов, И.А. Пичугина

Управление территориями на основе анализа рисков с использованием многокритериальной ГИС поддержки принятия решений 2

ПИСЬМА В РЕДАКЦИЮ

А.В. Хрячков, П.А. Дворников, Б.В. Журавлев, С.Н. Ковтун, Т.А. Хромылева, Н.Г. Рощин

Генератор ^{16}N на базе ускорительного источника нейтронов с энергией 14 МэВ 2

CONTENTS of ISSUES of «YADERNAYA ENERGETICA» in 2013

URGENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

Kirillov P.L.

Water Cooled Reactor VVER SCP (preliminary elaboration) 1

V.I. Yarygin

Nuclear power of direct conversion in space missions of the 21-st century 2

V.I. Rachkov

Development of closed nuclear fuel cycle technologies of fast reactors for large scale nuclear energetic 3

Nikolaev M.N.

Constants base for calculations of fast reactors. The path to the modern state of the problems of the further development 4

Klimenko A.V.

There can be a nuclear power to competitive energy in the free market? 4

NUCLEAR POWER PLANTS

O.L. Tashlykov, A.A. Naumov, S.E. Sheklein

The simulation of the process of sodium freezing in the tubes for the optimization of fast breeder reactor units maintenance 2

A.V. Beznosov, E.G. Novinsky, A.V. L'vov, P.A. Bokov, T.A. Bokova

The choice of locking medium of the shaft seal of main circulation pumps reactor facility with lead and lead-bismuth coolants 2

V.V. Ulyanov, P.N. Martynov, V.A. Gulevsky, A.S. Fomin, U.A. Teplyakov

Research processes and devices hydrogen purification applied to the circulation loop with the heavy liquid metal coolants 2

Bazhanov V.V., Loshchakov I.I., Shchuklinov A.P.

Research of possibility of using thermal energy accumulators on the nuclear power plant at regulation of frequency of current in the power network 4

Kursky A.S.

Efficiency of low-power nuclear engineering for heat production 4

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

N.N. Titarenko, P.A. Dvornikov, S.N. Kovtun, V.P. Polionov

Use of Generation of Acoustic Vibrations in Chemical Reaction and Properties of the Bubble Medium in Liquid to Reveal through Defects in Claddings of Slugs with Sodium 1

V.I. Melnikov, V.V. Ivanov, Yu.A. Kiselev, A.A. Kiselev, K.M. Mirasov

The Investigation of the Acoustic Level Limit Switch of Coolant in the Integrated Stand of the KV-2 1

K.N. Malovik, V.V. Nikishin

Coolant Forecasting of Nuclear Reactors 1

V.K. Milinchuk, V.I. Belozerov, A.S. Shilina, O.A. Ananieva, T.E. Kunizina, A.B. Gordienko

The study of hydrogen generation in the interaction of aluminum with aqueous solutions 2

D.S. Samokhin, A.A. Chuklin

Application of computer codes RELAP\SCDAP and MELCOR for the analysis of management of WWER-1000 accidents 2

G.N. Vlasichev

About the Nature of the course of BN Reactor beyond Design Accidents under post-accident Core Materials Relocation 2

A.S. Balashevsky, D.V. Shevielov, N.I. Vlasenko, V.Ya. Kozlov

Model analysis of spent fuel pit severe accident for SUNPP (Unit 1) under blackout and heat removal failure using MELCOR 1.8.5	3
<i>P.A. Dvornikov, S.N. Kovtun, D.A. Lukyanov, S.S. Shutov, A.S. Zhilkin</i>	
Methods for localization of failed fuel assemblies in MBIR reactor	3
<i>V.P. Smirnov, A.Z. Gayazov, I. V. Kuz'min, A.Yu. Leshchenko, S.V. Semenovskykh, V.V. Serebryakov, A.S. Hrenov</i>	
Simulation of irradiation of the personnel involved in the process of AMB SNF cutting under water	3
<i>Yu.V. Volkov, A.V. Sobolev</i>	
Method to accounting reliability of human-machine systems in NPP to decision-making, and the results of its application to the example of Balakovo NPP	3
<i>Ivanov I.I., Storozhenko A.N., Ulyanov V.V., Teplyakov Yu.A., Shelemelev V.M., Sadovnichy R.P.</i>	
Study of the functioning of the gas phase electrochemical oxygen sensor with a solid oxygenated electrolyte under conditions which emulate process of hydrogen regeneration of circulation loops of perspective reactors with heavy liquid metal coolants	4
<i>Skomorokhov A.N., Shelemelev V.M., Askhadulin R.Sh., Storozhenko A.N., Skomorokhova S.N., Sitnikov I.V.</i>	
The study of temperature influence on the performance of conductometric hydrogen sensor element based on Pd-Ag alloy	4

SCIENCE HISTORY

<i>V.V. Kharitonov</i>	
At the 100 years anniversary of Bohr atom model	3

MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

<i>P.N. Martynov, K.D. Ivanov, O.V. Lavrova, S.- A.S. Niasov, V.M. Shelemelev, V.V. Ulyanov, R.P. Sadovnichy, A.S. Fomin</i>	
Effect of the Diffusion of Metal Components out of Steel through the Oxide Coating on Mass Transfer in Flow Circuit with Heavy Lead-containing Coolants	1
<i>V.I. Pavlenko, L.L. Lebedev, V.V. Prozorov, V.A. Doilnitsyn</i>	
Mining Conditions Passivation on Steel Pipe Heaters Steam Generator NPP	1
<i>A.S. Aloy, Y.A. Barbanel, A.V. Trofimenko</i>	
The Titanosilicate Glass Matrix for Immobilization of the Wastes Containing f-elements	1
<i>I.N. Izmalkov, L.P. Loshmanov, A.V. Kostyukhina</i>	
Mechanical properties of E110 alloy at temperature range up to 1273 K	2
<i>V.G. Asmolov, V.P. Smirnov, A.Yu. Leshchenko, I.V. Kuz'min, A.S. Pokrovsky, G.P. Kobylansky, D.V. Khar'kov</i>	
Behavior of E125 alloy under high temperature oxidation	3
<i>Kinyov E.A., Tsygintsev V.A., Barybin A.V.</i>	
The methodical features of structural investigations for sodium cooling pins	4

SIMULATIONS OF THE PROCESS PERFORMANCE IN NUCLEAR POWER FACILITIES

<i>V.A. Starkov, N.Yu. Marikhin</i>	
Technique and Software to Calculate Temperature Field in the System of Layered Cylindrical Fuel Elements	1
<i>N.M. Troyanova, V.P. Ginkin</i>	
The Overimplicit Scheme of Incomplete Factorization Method for Solving the Three-dimensional Difference Equations of Elliptic Type	1
<i>A.V. Gulevich, O.F. Kukharchuk, N.I. Loginov, A.S. Mikheev</i>	
On the Conversion of Thermal Energy of Nuclear Reactor into Directional Flow Energy of Electromagnetic Radiation in Nuclear-Photon Engine	1
<i>I.R. Suslov, I.A. Lyamcev, S.V. Chernov</i>	
Hybrid technique for shielding calculations on basis of CADIS	2
<i>V.P. Ginkin, N.M. Troyanova</i>	
Space-time calculation of transient processes in fast reactors	2

<i>M.V. Silin, A.V. Levchenko, O.A. Grigorieva</i>	
Verification of DYNCO code in HTGR core simulating	3
<i>A.V. Gulevich, O.F. Kukharchuk, N.I. Loginov, A.S. Mikheev</i>	
On the experimental study of the converters of thermal energy into the parallel photon beam	3
<i>Korsun A.S., Kharitonov V.S., Filippov M.F.</i>	
Analysis of approaches to the simulations of the processes of radioactive deposits formations on the contour's walls of the fast sodium reactors	4
<i>Avdeev E.F., Chusov I.A., Shelegov A.S., Ukrantsev V.F., Titov D.M., Ragulin S.V.</i>	
Design substantiation of electricity-heated reactor model construction with supercritical parameters	4
<i>Leskin S.T., Slobodchuk V.I., Shelegov A.S., Yaurov S.V., Chistozvonova E.A., Sorokin A.P., Opanasenko A.N., Kalyakin S.G., Zaryugin D.G.</i>	
Numerical simulation of the coolant flow in the porous body model of a fast breeder reactor	4

PERSONNEL TRAINING

<i>V.N. Abramova</i>	
Methodological principles of industrial enterprises personnel's psychological education for work in high risk conditions	3

APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND MEANS

<i>A.A. Yudov, Yu.A. Sokolov, Yu.I. Chernukhin</i>	
Nitrogenous Explosives Detection by Neutron-Radiation Method Using Gamma Radiation Heterogeneous Scintillation Detector	1
<i>N.K. Voznesensky, N.V. Bogdanov, S.L. Dorokhovich, Yu.G. Zabaryansky, Eu.S. Matusevich, Yu.A. Kurachenko, V.A. Levchenko, Yu.S. Mardynsky, N.N. Voznesenskaya</i>	
Modeling of Hyperthermia at Stabilizing Percutaneous Vertebroplasty	1
<i>A.I. Trofimov</i>	
The physical phenomenon of emission of electrons in metals under the action of ultrasound	2
<i>Kononov O.E., Kononov V.N., Bokhovko M.V., Gremiachkin D.E.</i>	
Conception design of intensive nonreactor neutron source based on hydrogen ion accelerator	4

THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

<i>A.Yu. Legikh, P.N. Martynov, R.Sh. Askhadyllin</i>	
Calculation of Mass Exchangers for Providing Specific Oxygen Regime in Heavy Liquid Metal Coolant	1
<i>Belozerov V.I., Varseev E.V., Kolesov V.V.</i>	
The Modeling of Subheated Coolant Influence on Temperature Measurement at the Exit of Fuel Rod Assambly in WWER-1000 reactor	1
<i>V.A. Grabezhnaya, A.S. Mikheev, Yu.Yu. Stein, A.A. Semchenkov</i>	
Numerical and Experimental Investigation of the Model Steam Generator Reactor Facility BREST-OD-300	1
<i>D.G. Zaryugin, S.G. Kalyakin, S.T. Leskin, A.N. Opanasenko, A.P. Sorokin</i>	
Numerical and experimental investigations of thermalhydraulic characteristics for fast reactor vessels on integral model SARH in different operation regimes	2
<i>V.A. Starkov, V.E. Fedoseev, V.Yu. Shishin</i>	
Simulation of loop test conditions for the modified SM reactor fuel rods and test results in justification of their performance	2
<i>A.V. Klinov, N.K. Kalinina, N.Yu. Marikhin, V.V. Pimenov, A.L. Petelin, V.A. Starkov V.E. Fedoseev</i>	
Tests of experimental low neutron poisoning fuel assemblies in reactor SM	2
<i>Avdeev E.F., Chusov I.A.</i>	
Experimental analysis of flowrates distribution features in double-loop reactor channels ... 4	
<i>Rozman L.S.</i>	
The equations and algorithms for the calculation of temperature fields of shells of revolution	

tion in aerodynamic flow considering dependence of its material properties on the temperature	4
---	---

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

<i>P.A. Moseev, V.V. Korobeinikov, A.L. Moseev</i> Optimization of plutonium stores for closed fuel cycle with thermal and fast nuclear reactors	2
<i>A.F. Egorov, V.V. Korobeinikov, E.V. Poplavskaya, G.A. Fesenko</i> Computational studies of global nuclear energy development under the assumption of the world's heterogeneous development	3
<i>G.L. Khorasanov, A.I. Blokhin</i> Minor actinides incineration in neutron spectra of uranium-235 or plutonium fission <i>Dekusar V.M., Kagramanyan V.S., Kalashnikov A.G., Kapranova E.N., Korobitsyn V.E., Puzakov A.Yu.</i> The comparison analyses of VVER REMIX-fuel characteristics when multiple recycling were made	4

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

<i>O.Yu. Kochnov, V.V. Kolesov, R.V. Fomin</i> Assessment of the Increasing in ^{99}Mo Production for Different WWR-c Reactor Core Compositions	1
<i>V.N. Nesterov</i> Ensuring of the design value of fuel burnup in high-temperature gas-cooled reactor with operability graphite	2
<i>I.V. Malysheva, A.N. Tsarapkina, V.A. Eliseev, A.V. Egorov</i> Special aspects of the initial fuel loading phase in BN-1200 reactor core	3
<i>A.V. Varivtsev, I.Yu. Zhemkov</i> Calculational-experimental research of irradiation heat rate in the BOR-60 side shield	3
<i>V.A. Cherny, L.A. Kotchetkov, I.V. Bur'evsky, V.Yu. Stogov</i> Increasing maximum neutron flux in the core of MBIR reactor	3
<i>Glebov A.P., Klushin A.V.</i> Investigations on justification and development of concept of direct-steam NPP with water cooled reactor at supercritical parameters with fast resonance spectrum	4
<i>Volkov Yu.V.</i> Stochastic theory for zero-power nuclear reactors. Part 1. Physical and mathematical models	4
<i>Izhutov A.L., Maynskov S.V., Pimenov V.V., Starkov V.A., Fedoseev V.E.</i> Calculations in support of MIR research reactor conversion to low-enriched fuel.....	4

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

<i>T.A. Gorshkova, R.S. Churyukin, O.A. Karaguzova, N.V. Amosova, N.N. Pavlova, Y.M. Martirosyan, O.P. Vlasova, I.M. Simakova</i> Study of the Dependence of Fluctuating Asymmetry in Plants of the Size of Radioactive Contamination	1
<i>V.I. Didenko, B.I. Yatsalo, S.V. Gritsyuk, O.A. Mirzeabasov, I.A. Pichugina</i> Environmental risk management with the use of multi-criteria GIS for decision-making support	2

LETTERS TO EDITOR BOARD

<i>A.V. Khryachkov, P.A. Dvornikov, B.V. Zhuravlev, S.N. Kovtun, T.A. Khromyleva, N.G. Roschin</i> The ^{16}N generator on the base of 14 MeV neutrons accelerator source	2
---	---

II. АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

Абрамова В.Н.	3	Калинина Н.К.	2
Авдеев Е.Ф.	4	Калякин С.Г.	2, 4
Алой А.С.	1	Капранова Э.Н.	4
Амосова Н.В.	1	Карагузова О.А.	1
Ананьева О.А.	2	Кинев Е.А.	4
Асмолов В.Г.	3	Кириллов П.Л.	1
Асхадулин Р.Ш.	1, 4	Киселев А.А.	1
Бажанов В.В.	4	Киселев Ю.А.	1
Балашевский А.С.	3	Клименко А.В.	4
Барбанель Ю.А.	1	Клинов А.В.	2
Барыбин А.В.	4	Клушин А.В.	4
Безносов А.В.	2	Кобылянский Г.П.	3
Белозеров В.И.	1, 2	Ковтун С.Н.	1, 2, 3
Блохин А.И.	3	Козлов В.Я.	3
Богданов Н.В.	1	Колесов В.В.	1
Боков П.А.	2	Кононов В.Н.	4
Бокова Т.А.	2	Кононов О.Е.	4
Боховко М.В.	4	Коробейников В.В.	2, 3
Бурьевский И.В.	3	Коробицын В.Е.	4
Варивцев А.В.	3	Корсун А.С.	4
Варсанеев Е.В.	1	Костюхина А.В.	2
Власенко Н.И.	3	Кочетков Л.А.	3
Власичев Г.Н.	2	Кочнов О.Ю.	1
Власова О.П.	1	Кузьмин И.В.	3
Вознесенская Н.Н.	1	Куницина Т.Е.	2
Вознесенский Н.К.	1	Кураченко Ю.А.	1
Волков Ю.В.	3, 4	Курский А.С.	4
Гаязов А.З.	3	Кухарчук О.Ф.	1, 3
Гинкин В.П.	1, 2	Лаврова О.В.	1
Глебов А.П.	4	Лебедев Л.Л.	1
Гордиенко А.Б.	2	Левченко А.В.	3
Горшкова Т.А.	1	Левченко В.А.	1
Грабежная В.А.	1	Легких А.Ю.	1
Гремячкин Д.Е.	4	Лескин С.Т.	2, 4
Григорьева О.А.	3	Лещенко А.Ю.	3
Грицюк С.В.	2	Логинов Н.И.	1, 3
Гулевич А.В.	1, 3	Лошманов Л.П.	2
Гулевский В.А.	2	Лощаков И.И.	4
Дворников П.А.	1, 2, 3	Лукьянов Д.А.	3
Декусар В.М.	4	Лъвов А.В.	2
Диденко В.И.	2	Лямцев И.А.	2
Доильницын В.А.	1	Майнсков С.В.	4
Дорохович С.Л.	1	Маловик К.Н.	1
Егоров А.В.	3	Малышева И.В.	3
Егоров А.Ф.	3	Мардынский Ю.С.	1
Елисеев В.А.	3	Марихин Н.Ю.	1, 2
Жемков И.Ю.	3	Мартиросян Ю.М.	1
Жилкин А.С.	3	Мартынов П.Н.	1, 2
Журавлев Б.В.	2	Матусевич Е.С.	1
Забарянский Ю.Г.	1	Мельников В.И.	1
Зарюгин Д.Г.	2, 4	Милинчук В.К.	2
Иванов А.Н.	4	Мирзебасов О.А.	2
Иванов В.В.	1	Мирясов К.М.	1
Иванов И.И.	4	Михеев А.С.	1, 3
Иванов К.Д.	1	Мосеев А.Л.	2
Ижутов А.Л.	4	Мосеев П.А.	2
Измалков И.Н.	2	Наумов А.А.	2
Каграманян В.С.	4	Несторов В.Н.	2
Калашников А.Г.	4	Никишин В.В.	1

Николаев М.Н.	4	Титов Д.М.	4
Ниязов С.-А.С.	1	Трофименко А.В.	1
Новинский Э.Г.	2	Трофимов А.И.	2
Опанасенко А.Н.	2, 4	Троянова Н.М.	1, 2
Павленко В.И.	1	Украинцев В.Ф.	4
Павлова Н.Н.	1	Ульянов В.В.	1, 2, 4
Петелин А.Л.	2	Федосеев В.Е.	2, 4
Пименов В.В.	2, 4	Фесенко Г.А.	3
Пичугина И.А.	2	Филиппов М.Ф.	4
Покровский А.С.	3	Фомин А.С.	1, 2
Полионов В.П.	1	Фомин Р.В.	1
Поплавская Е.В.	3	Харitonов В.В.	3
Прозоров В.В.	1	Харitonов В.С.	4
Пузаков А.Ю.	4	Харьков Д.В.	3
Рагулин С.В.	4	Хорасанов Г.Л.	3
Рачков В.И.	3	Хренов А.С.	3
Розман Л.С.	4	Хромылева Т.А.	2
Рошин Н.Г.	2	Хрячков А.В.	2
Садовничий Р.П.	1, 4	Царапкина А.Н.	3
Самохин Д.С.	2	Цыгвинцев В.А.	4
Семеновых С.В.	3	Чернов С.В.	2
Семченков А.А.	1	Чернухин Ю.И.	1
Серебряков В.В.	3	Черный В.А.	3
Силин М.В.	3	Чистозвонова Е.А.	4
Симакова И.М.	1	Чуклин А.А.	2
Ситников И.В.	4	Чурюкин Р.С.	1
Скоморохов А.Н.	4	Чусов И.А.	4
Скоморохова С.Н.	4	Шевелев Д.В.	3
Слободчук В.И.	4	Шелегов А.С.	4
Смирнов В.П.	3	Шелеметьев В.М.	1, 4
Соболев А.В.	3	Шилина А.С.	2
Соколов Ю.А.	1	Шишин В.Ю.	2
Сорокин А.П.	2, 4	Штейн Ю.Ю.	1
Старков В.А.	1, 2, 4	Шутов С.С.	3
Стогов В.Ю.	3	Щеклеин С.Е.	2
Стороженко А.Н.	4	Щуклинов А.П.	4
Суслов И.Р.	2	Юдов А.А.	1
Ташлыков О.Л.	2	Ярыгин В.И.	2
Тепляков Ю.А.	2, 4	Яуров С.В.	4
Титаренко Н.Н.	1	Яцало Б.И.	2

II. AUTHOR INDEX

Abramova V.N.	3	Kalinina N.K.	2
Aloy A.S.	1	Kalyakin S.G.	2, 4
Amosova N.V.	1	Kapranova E.N.	4
Ananieva O.A.	2	Karaguzova O.A.	1
Askhadulin R.Sh.	1, 4	Khar'kov D.V.	3
Asmolov V.G.	3	Kharitonov V.S.	4
Avdeev E.F.	4	Kharitonov V.V.	3
Balashevsky A.S.	3	Khorasanov G.L.	3
Barbanel Yu.A.	1	Khromyleva T.A.	2
Barybin A.V.	4	Khryachkov A.V.	2
Bazhanov V.V.	4	Kinyov E.A.	4
Belozerov V.I.	1, 2	Kirillov P.L.	1
Beznosov A.V.	2	Kiselev A.A.	1
Blokhin A.I.	3	Kiselev Yu.A.	1
Bogdanov N.V.	1	Klimenko A.V.	4
Bokhovko M.V.	4	Klinov A.V.	2
Bokov P.A.	2	Klushin A.V.	4
Bokova T.A.	2	Kobylyansky G.P.	3
Bur'evsky I.V.	3	Kochnov O.Yu.	1
Chernov S.V.	2	Kolesov V.V.	1
Chernukhin Yu.I.	1	Kononov O.E.	4
Cherny V.A.	3	Kononov V.N.	4
Chistozvonova E.A.	4	Korobeinikov V.V.	2, 3
Chuklin A.A.	2	Korobitsyn V.E.	4
Churyukin R.S.	1	Korsun A.S.	4
Chusov I.A.	4	Kostyukhina A.V.	2
Dekusar V.M.	4	Kotchetkov L.A.	3
Didenko V.I.	2	Kovtun S.N.	1, 2, 3
Doilnitsyn V.A.	1	Kozlov V.Ya.	3
Dorokhovich S.L.	1	Kukharchuk O.F.	1, 3
Dvornikov P.A.	1, 2, 3	Kunizina T.E.	2
Egorov A.F.	3	Kurachenko Yu.A.	1
Egorov A.V.	3	Kursky A.S.	4
Eliseev V.A.	3	Kuz'min I.V.	3
Fedoseev V.E.	2, 4	L'vov A.V.	2
Fesenko G.A.	3	Lavrova O.V.	1
Filippov M.F.	4	Lebedev L.L.	1
Fomin A.S.	1, 2	Legikh A.Yu.	1
Fomin R.V.	1	Leshchenko A.Yu.	3
Gayazov A.Z.	3	Leskin S.T.	2, 4
Ginkin V.P.	1, 2	Levchenko A.V.	3
Glebov A.P.	4	Levchenko V.A.	1
Gordienko A.B.	2	Loginov N.I.	1, 3
Gorshkova T.A.	1	Loshchakov I.I.	4
Grabezhnaya V.A.	1	Loshmanov I.P.	2
Gremiachkin D.E.	4	Lukyanov D.A.	3
Grigorieva O.A.	3	Lyamcev I.A.	2
Gritsyuk S.V.	2	Malovik K.N.	1
Gulevich A.V.	1, 3	Malysheva I.V.	3
Gulevsky V.A.	2	Mardynsky Yu.S.	1
Hrenov A.S.	3	Marikhin N.Yu.	1, 2
Ivanov A.N.	4	Martirosyan Y.M.	1
Ivanov I.I.	4	Martynov P.N.	1, 2
Ivanov K.D.	1	Matusevich Eu.S.	1
Ivanov V.V.	1	Maynskov S.V.	4
Izhutov A.L.	4	Melnikov V.I.	1
Izmalkov I.N.	2	Mikheev A.S.	1, 3
Kagramanyan V.S.	4	Milinchuk V.K.	2
Kalashnikov A.G.	4	Miriasov K.M.	1

Mirzeabasov O.A.	2	Skomorokhov A.N.	4
Moseev A.L.	2	Skomorokhova S.N.	4
Moseev P.A.	2	Slobodchuk V.I.	4
Naumov A.A.	2	Smirnov V.P.	3
Nesterov V.N.	2	Sobolev A.V.	3
Niasov S.-A.S.	1	Sokolov Yu.A.	1
Nikishin V.V.	1	Sorokin A.P.	2, 4
Nikolaev M.N.	4	Starkov V.A.	1, 2, 4
Novinsky E.G.	2	Stein Yu.Yu.	1
Opanasenko A.N.	2, 4	Stogov V.Yu.	3
Pavlenko V.I.	1	Storozhenko A.N.	4
Pavlova N.N.	1	Suslov I.R.	2
Petelin A.L.	2	Tashlykov O.L.	2
Pichugina I.A.	2	Teplyakov Yu.A.	2, 4
Pimenov V.V.	2, 4	Titarenko N.N.	1
Pokrovsky A.S.	3	Titov D.M.	4
Polionov V.P.	1	Trofimenco A.V.	1
Poplavskaya E.V.	3	Trofimov A.I.	2
Prozorov V.V.	1	Troyanova N.M.	1, 2
Puzakov A.Yu.	4	Tsarapkina A.N.	3
Rachkov V.I.	3	Tsygvintsev V.A.	4
Ragulin S.V.	4	Ukrainstsev V.F.	4
Roschin N.G.	2	Ulyanov V.V.	1, 2, 4
Rozman L.S.	4	Varivtsev A.V.	3
Sadovnichy R.P.	1, 4	Varseev E.V.	1
Samokhin D.S.	2	Vlasenko N.I.	3
Semchenkov A.A.	1	Vlasichev G.N.	2
Semenovykh S.V.	3	Vlasova O.P.	1
Serebryakov V.V.	3	Volkov Yu.V.	3, 4
Shchuklinov A.P.	4	Voznesenskaya N.N.	1
Sheklein S.E.	2	Voznesensky N.K.	1
Shelegov A.S.	4	Yarygin V.I.	2
Shelemet'ev V.M.	1, 4	Yatsalo B.I.	2
Shevielov D.V.	3	Yaurov S.V.	4
Shilina A.S.	2	Yudov A.A.	1
Shishin V.Yu.	2	Zabaryansky Yu.G.	1
Shutov S.S.	3	Zaryugin D.G.	2, 4
Silin M.V.	3	Zhemkov I.Yu.	3
Simakova I.M.	1	Zhilkin A.S.	3
Sitnikov I.V.	4	Zhuravlev B.V.	2

ГЛАВНЫЙ РЕДАКТОР -

Ю.А.Казанский, д.ф.-м.н., профессор,
Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

ЗАМ.ГЛАВНОГО РЕДАКТОРА -

Н.Л.Сальников, д.т.н, профессор,
Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
Е.С. Матусевич, д.ф.-м.н., профессор,
Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

ОТВЕТСТВЕННЫЙ СЕКРЕТАРЬ
РЕДАКЦИИ -

В.Л. Миронович

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ

А.В. Безносов, д.т.н., профессор, Нижегородский государственный технический университет
Ю. Волков, д.т.н., профессор, Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
С.М. Дмитриев, д.т.н., профессор, Нижегородский государственный технический университет
А.В. Зродников, д.ф.-м.н., профессор, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт, г.Обнинск
Ю.А. Коровин, д.ф.-м.н., профессор, Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
И.И. Крышев, д.ф.-м.н., профессор, Научно-производственное объединение «Тайфун», г.Обнинск
В.Д. Кузнецов, д.т.н., профессор, Московский энергетический институт (технический
университет)
И.И. Лощаков, д.ф.-м.н., профессор, Санкт-Петербургский государственный политехнический
университет
В.М. Мурогов, д.т.н., профессор, Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
Б.И. Нигматулин, д.т.н., профессор, Институт проблем естественных монополий, г. Москва
В.А. Острайковский, д.т.н., профессор, Сургутский государственный университет, г. Сургут
В.М. Поплавский, д.т.н., профессор, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт, г. Обнинск
В.И. Рачков, чл.-корр. РАН, профессор, ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт, г.Обнинск
М. Сальваторес, директор департамента, Научно-исследовательский центр Кадараши, Франция
В.П. Смирнов, д.т.н., профессор, Научно-производственная фирма «Сосны», г. Димитровград
М.Н. Стриханов, д.ф.-м.н., профессор, Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»
А.И. Трофимов, д.т.н., профессор, Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
В.Л. Шаблов, д.ф.-м.н., профессор, Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
А.Н. Шмелев, д.т.н., профессор, Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»
С.Е. Щекlein, д.т.н., профессор, Уральский государственный технический университет -
Уральский политехнический институт
Б.И. Яцало, д.т.н., Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

Адрес редакции:

249040 г. Обнинск Калужской обл., Студгородок, 1. ОИАТЭ, РИО

Тел. (48439) 7-08-61, E-mail: rio@iate.obninsk.ru

<http://journal.iate.obninsk.ru/node/2>

Подписной индекс в Объединенном каталоге "Пресса России" 27919

Редактор **З.И. Сныкова**

Дизайн макета **Д.А.Яценко**

Верстка **В.Л.Миронович**

ISSN 0204-3327, рег. N 0110876

Подписано к печати 26.12.2013

Печать офсетная

Заказ

Бумага офсетная

Тираж 220 экз.

Формат 70x108/16

Печ.л. 10.25

Цена договорная

ООО "Рекламно-производственная компания Рекорд Принт" г. Москва

© "ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА", 2013

EDITOR-IN-CHIEF -

Yu.A.Kazanskiy, Professor,
Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering of the National Research Nuclear University «MEPhI»

DEPUTY EDITOR-IN-CHIEF -

N.L.Sal'nikov, Professor,
Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering of the National Research Nuclear University «MEPhI»
E.S. Matusevich, Professor,
Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering of the National Research Nuclear University «MEPhI»

ASSISTANT EDITOR -

V.L. Mironovitch

EDITOR BOARD

A.V. Beznosov, *Professor, Nizhegorodskiy State Technical University*
S.M. Dmitriev, *Professor, Nizhegorodskiy State Technical University*
Yu.A. Korovin, *Professor, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering of the National Research Nuclear University «MEPhI»*
I.I. Kryshev, *Head Researcher, «Typhoon» SPA, Obninsk*
V.D. Kuznetsov, *Professor, Moscow Power Engineering Insitute (Technical University)*
I.I. Locshakov, *Professor, St.Petersburg State Technical University*
V.M. Murogov, *Professor, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering of the National Research Nuclear University «MEPhI»*
B.I. Nigmatulin, *Professor, Institute of Natural Monopolies Research*
V.A. Ostreikovskiy, *Professor, Surgut State University*
V.M. Poplavskiy, *Professor, Institute of Physics and Power Engineering, Obninsk*
V.I. Rachkov, *Corresponding Member of RAS , Professor, Institute of Physics and Power Engineering, Obninsk*
M. Salvatores, *General Manager of the Department of Scientific Research Center in Kadarash, France*
V.L. Shablov, *Professor, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering of the National Research Nuclear University «MEPhI»*
A.N. Shmelyov, *Professor, National Research Nuclear University «MEPhI»*
S.Ye. Sheklein, *Professor, Urals State Technical University –Urals Politecnical Institute*
V.P. Smirnov, *Professor, SOSNY Research and Development Company, Dimitrovgrad*
M.N. Strikhanov, *Professor, National Research Nuclear University «MEPhI»*
A.I. Trofimov, *Professor, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering of the National Research Nuclear University «MEPhI»*
Yu.V. Volkov, *Professor, Obninsk State Technical University of Nuclear Power Engineering*
A.V. Zrodnikov, *Professor, Institute of Physics and Power Engineering, Obninsk,*
B.I. Yatsalo, *Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering of the National Research Nuclear University «MEPhI»*

Address:

**Studgorodok-1,
Obninsk, Kaluzhskaya reg.
249040 Russia
Tel.: (48439) 7-08-61
E-mail: rio@iate.obninsk.ru
<http://journal.iate.obninsk.ru/node/2>**