

Национальный исследовательский
ядерный университет «МИФИ»

ИЗВЕСТИЯ ВУЗОВ ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

Издается с 1993 г.

N1 2017 г.

СОДЕРЖАНИЕ

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

В.П. Поваров, О.В. Уразов, М.Б. Бакиров, В.И. Левчук

Расчетно-экспериментальная оценка влияния термической стратификации на эксплуатационную нагруженность дыхательного трубопровода энергоблока №5 Нововоронежской АЭС	5
--	---

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

А.В. Морозов, А.Р. Сахипгареев

Экспериментальная оценка влияния контактной конденсации парогазовой смеси на работу пассивных систем безопасности ВВЭР	17
--	----

А.С. Шлёткин, А.В. Морозов, Д.С. Калякин, А.С. Сошкина

Экспериментальное исследование тепломассообменных процессов при работе парогенератора ВВЭР в аварийном конденсационном режиме	29
---	----

С.Т. Лескин, В.И. Слободчук, А.С. Шелегов, Д.Ю. Кашин

Анализ состояния насосов систем безопасности по данным измеряемых параметров при их испытании	42
---	----

А.И. Перегуда, В.И. Белозеров

Прогнозирование надежности датчиков расхода теплоносителя ШАДР-32М	51
--	----

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Е.А. Кинёв, В.Л. Панченко

Распускание улучшенной стали X16H15M2ГТФР при скорости набора дозы от $1 \cdot 10^{-8}$ до $1,7 \cdot 10^{-6}$ сна/с	63
--	----

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Н.М. Барбин, И.А. Сидаш, Д.И. Терентьев, С.Г. Алексеев

- Компьютерное моделирование термических процессов с участием радионуклидов кальция, стронция и цезия при нагреве радиоактивного графита в атмосфере углекислого газа 73

А.И. Брежнев, А.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук, О.Г. Фокина

- Оценка критического условия для работы реактора ИБР с подкритическим блоком в равновесном режиме 83

С.О. Старков, Ю.Н. Лавренков

- Прогнозирование температурного поля замедлителя в тяжеловодном реакторе на основе клеточной нейронной сети 94

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

Л.П. Полякова, Т.В. Мельникова, Н.Н. Лукьянова

- Исследование последствий радиационного воздействия на линдан и действующее вещество препарата «гексахлоран дуст» 107

А.С. Шилина, В.Д. Бахтин, С.Б. Бурухин, С.Р. Асхадуллин

- Сорбция катионов тяжелых металлов и радионуклидов из водных сред новым синтетическим цеолитоподобным сорбентом 116

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Г.М. Пшакин, П.А. Мосеев, В.В. Коробейников, В.В., А.Л. Мосеев

- Разработка базы данных гражданского плутония России и ее применение 127

ХИМИЯ, ФИЗИКА И ТЕХНИКА ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ

А.В. Безносов, А.В. Львов, П.А. Боков, Т.А. Бокова, В.А. Разин

- Экспериментальные исследования зависимостей характеристик осевых насосов, перекачивающих свинцовый теплоноситель, от параметров решеток профилей рабочих колес 138

ЭКОЛОГИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

А.Л. Суздалева

- Улучшение общего и экологического имиджа объектов атомной энергетики 147

ЭКОНОМИКА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

А.А. Андрианов, Ю.А. Коровин, И.С. Купцов, В.М. Мурогов, О.Н. Андрианова

- К вопросу об учете экономических рисков при сравнительном анализе ядерных технологий различной степени зрелости 156

CONTENTS

NUCLEAR POWER PLANTS

Povarov V.P., Urazov O.V., Bakirov M.B., Levchuk V.I.

- Design and experimental assessment of thermal stratification influence on operational loading of surge line of Novovoronezh NPP, Unit №5 5 (14)

GLOBAL SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS OF NUCLEAR POWER INSTALLATIONS

Morozov A.V., Sakhipgareev A.R.

- Experimental estimation of the effect of contact condensation of steam-gas mixture on the VVER passive safety systems operation 17 (26)

Shlyopkin A.S., Morozov A.V., Kalyakin D.S., Soshkina A.S.

- Experimental investigation of heat mass exchange processes at the VVER steam generator in emergency condensing mode 29 (39)

Leskin S.T., Slobodchuk V.I., Shelegov A.S., Kashin D.Yu.

- Analisis of safety system pump condition based on their testing results 42 (49)

Pereguda A.I., Belozerov V.I.

- Prediction of reliability of flow sensors of SHADR-32M heat carrier 51 (61)

NUCLEAR MATERIALS

Kinev E.A., Panchenko V.L.

- Swelling of 16Cr-15Ni-2Mo-Mn-Ti-V-B steel under dose rate from $1 \cdot 10^{-8}$ to $1.7 \cdot 10^{-6}$ dpa/s 63 (70)

MODELLING PROCESSES AT NUCLEAR FACILITIES

Barbin N.M., Sidash I.A., Terentiev D.I., Alekseyev S.G.

- Computer modeling of thermal processes with calcium, strontium and cesium radionuclides when radioactive graphite is heated in the carbon dioxide atmosphere 73 (80)

Brezhnev A.I., Gulevich A.V., Kukharchuk O.F., Fokina O.G.

- Assessment of critical condition for IBR reactor with subcritical block in the equilibrium mode 83 (92)

Starkov S.O., Lavrenkov Y.N.

- Prediction of temperature field of moderator of heavy-water reactor based on cellular neural network 94 (104)

APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND TOOLS

Polyakova L.P., Melnikova T.V., Lukyanova N.N.

- A study of the ionizing radiation impact on lindane and the active substance of «hexachlorane dust» chemical 107 (114)

Shilina A.S., Bakhtin V.D., Burukhin S.B., Askhadullin S.R.

- Sorption of cations the heavy metals and radionuclides from the aqueous medium with new synthetic zeolite-similar sorbent 116 (125)

FUEL CYCLE AND NUCLEAR WASTE MANAGEMENT

Pshakin G.M., Moseev P.A., Korobeynikov V.V., Moseev A.L.

- Development of the structured relational database for civil plutonium in Russia and its implementation 127 (136)

CHEMISTRY, PHYSICS AND TECHNOLOGY OF REACTOR COOLANTS

Beznosov A.V., Lvov A.V., Bokov P.A., Bokova T.A., Razin V.A.

- Experimental researches of dependences of lead coolant axial pumping on the lattice parameters of impellers profiles 138 (144)

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF NUCLEAR POWER

Suzdaleva A.L.

- Improving the general and environmental image of nuclear power industry objects 147 (154)

ECONOMICS OF NUCLEAR POWER

Andrianov A.A., Korovin Yu.A., Kuptsov I.S., Murogov V.M., Andrianova O.N.

- Comparative evaluation of nuclear reactor technologies of different maturity levels on economic risk measures 156 (166)

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ ТЕРМИЧЕСКОЙ СТРАТИФИКАЦИИ НА ЭКСПЛУАТАЦИОННУЮ НАГРУЖЕННОСТЬ ДЫХАТЕЛЬНОГО ТРУБОПРОВОДА ЭНЕРГОБЛОКА №5 НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АЭС

В.П. Поваров*, О.В. Уразов*, М.Б. Бакиров, В.И. Левчук****

* Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция»
396071, Россия, Воронежская обл., г. Нововоронеж, промышленная зона Южная, 1

** ООО «Научно-сертификационный учебный центр материаловедения и ресурса компонентов ядерной техники «Центр материаловедения и ресурса»
140002, Московская обл., г. Люберцы, ул. Кирова, д. 7, офис 5



При выполнении работ по обоснованию продления срока эксплуатации энергоблоков АЭС одной из ключевых задач является учет всех нагружающих факторов, оказывающих влияние на остаточный ресурс ответственных элементов АЭС. Отдельного внимания заслуживает вопрос изучения явления термической стратификации (ТС), представляющего собой эффект расслоения теплоносителя на «холодный» и «горячий» слои в горизонтальных участках трубопровода при медленном течении потоков с разными температурами. Циклические нагрузки, вызванные ТС, способствуют накоплению термоусталостных повреждений металла и могут провоцировать образование и ускоренное развитие дефектов.

Представлен комплексный анализ влияния ТС теплоносителя в горизонтальных участках дыхательного трубопровода (ДТ) ВВЭР-1000 с точки зрения оценки эффектов ТС на напряженно-деформированное состояние металла и накопление циклической повреждаемости. Экспериментальные данные о распределении температурных полей на горизонтальных участках ДТ и истории циклического нагружения в течение нескольких топливных кампаний получены при помощи диагностической системы мониторинга ТС ДТ, введенной в эксплуатацию на энергоблоке № 5 Нововоронежской АЭС. По результатам анализа данных мониторинга установлены характерные особенности протекания ТС в ДТ энергоблока № 5 в зависимости от эксплуатационных режимов. Наиболее существенные эффекты ТС наблюдались в контрольном сечении, расположенным на первом горизонтальном участке от компенсатора давления.

Расчетно-экспериментальная оценка влияния температурных нагружающих факторов на напряженно-деформированное состояние ДТ показала, что эффекты ТС и термической усталости существенно влияют на эксплуатационную нагруженность трубопровода. Зоны с максимальной накопленной повреждаемостью, определенные по результатам расчета, совпадают с местами обнаружения фактических эксплуатационных дефектов. В качестве компенсирующего мероприятия, направленного на повышение остаточного ресурса ДТ, предложена процедура обработки сварных соединений ДТ методом поверхностного пластического деформирования.

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Ключевые слова: термическая стратификация, дыхательный трубопровод, термосиловая нагрузка, непрерывный мониторинг, напряженно-деформированное состояние.

Эксплуатация энергоблоков атомных электростанций (АЭС) нередко сопровождается обнаружением непредвиденных в проекте явлений и процессов, вносящих значимый вклад в эксплуатационную повреждаемость металла трубопроводов реакторной установки (РУ) [1, 2]. Одно из подобных явлений – термическая стратификация (ТС) теплоносителя, представляющая собой эффект расслоения потока воды по высоте на «холодный» нижний слой и «горячий» верхний слой в горизонтальных участках трубопровода. Как правило, ТС происходит на горизонтальных участках трубопроводов в тех случаях, когда течение двух разных слоев одного и того же потока происходит раздельно, т.е. есть без значимого перемешивания слоев жидкости из-за разности температур и, как следствие, плотностей верхнего и нижнего слоев. Развитие и стабильность расслоенного потока зависят от разности температур и относительной скорости между жидкостями. ТС приводит к появлению в трубопроводах дополнительных циклических нагрузок, способствующих интенсивному накоплению усталостного повреждения металла.

Особая важность изучения явления ТС заключается в том, что дополнительные термосиловые нагрузки, возникающие вследствие ТС, не были учтены в проектных расчетах на прочность трубопроводов энергоблоков, спроектированных и введенных в эксплуатацию в семидесятых–восьмидесятых годах. Это снижает уровень безопасности эксплуатации АЭС первого поколения вследствие недостаточного обоснования циклической прочности некоторых ответственных трубопроводов. На АЭС с водо-водяными энергетическими реакторами (ВВЭР) термической стратификации, как правило, подвержены трубопроводы системы компенсации давления, системы аварийного охлаждения активной зоны, отдельные участки трубопроводов «горячей» и «холодной» ниток главного циркуляционного трубопровода, трубопроводы питательной воды парогенератора [3 – 5]. Ускоренное развитие эксплуатационных дефектов вследствие ТС потенциально может приводить к отказам в работе технологических систем РУ, что подтверждается опытом длительной эксплуатации АЭС [6, 7]. Например, на АЭС США было обнаружено более десяти сквозных трещин в трубопроводах, причиной образования которых признано влияние ТС. Аналогичные случаи повреждений трубопроводов вследствие ТС также зафиксированы на АЭС Германии, Бельгии, Франции, Финляндии, Японии. До настоящего времени на АЭС России подобных случаев зафиксировано не было, однако влияние ТС как одного из весомых факторов непроектного нагружения трубопроводов РУ должно быть всесторонне изучено и учтено в рамках мероприятий по обоснованию продления срока эксплуатации энергоблоков АЭС [8].

В 2013 – 2015 гг. на энергоблоке № 5 Нововоронежской АЭС были выполнены работы по расчетно-экспериментальной оценке влияния ТС на эксплуатационную нагруженность дыхательного трубопровода, работающего в составе системы компенсации давления РУ ВВЭР-1000 [9, 10]. Система компенсации давления (СКД) предназначена для создания и поддержания давления в первом контуре в стационарных режимах, ограничения отклонений давления в переходных и аварийных режимах [11]. Основными элементами СКД являются компенсатор давления (КД), предназначенный для поддержания давления и компенсации объема в первом контуре, и дыхательный трубопровод (ДТ), соединяющий водяной объем КД с теплоносителем «горячей» нитки петли главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ).

При изменении средней температуры теплоносителя первого контура в переходных режимах работы РУ (разогрев, расхолаживание, изменение мощности) часть теплоносителя перетекает из КД в ГЦТ или из ГЦТ в КД по дыхательному (соединительному) трубопроводу $\varnothing 426 \times 40$ мм. Вследствие разности температур теплоносителя в КД и в

ГЦТ при течении теплоносителя с малым расходом в ДТ происходит стратификация (разделение) потока теплоносителя по сечению трубопровода на «горячий» и «холодный» слои. Эффект ТС является причиной возникновения переменных температурных полей по толщине стенки трубопровода и, как следствие, дополнительных термосиловых нагрузок, которые могут явиться причиной образования и развития эксплуатационных дефектов.

Для оценки потенциального вклада ТС в повреждаемость металла ДТ необходимо иметь достоверные экспериментальные данные о распределении температурных полей на горизонтальных участках трубопровода в различных эксплуатационных режимах. Для этой цели на энергоблоке № 5 Нововоронежской АЭС была внедрена система непрерывного мониторинга термической стратификации (СНМТС), предназначенная для выполнения следующих основных функций:

- мониторинг поля температур в контрольных сечениях ДТ в течение всей топливной кампании РУ;
- расчетно-экспериментальный анализ напряженно-деформированного состояния ДТ в различных режимах эксплуатации РУ с использованием данных мониторинга ТС;
- установление перечня технологических операций и эксплуатационных режимов, приводящих к максимальным градиентам температур в ДТ и дополнительным эксплуатационным нагрузкам, не учтенным в проекте.

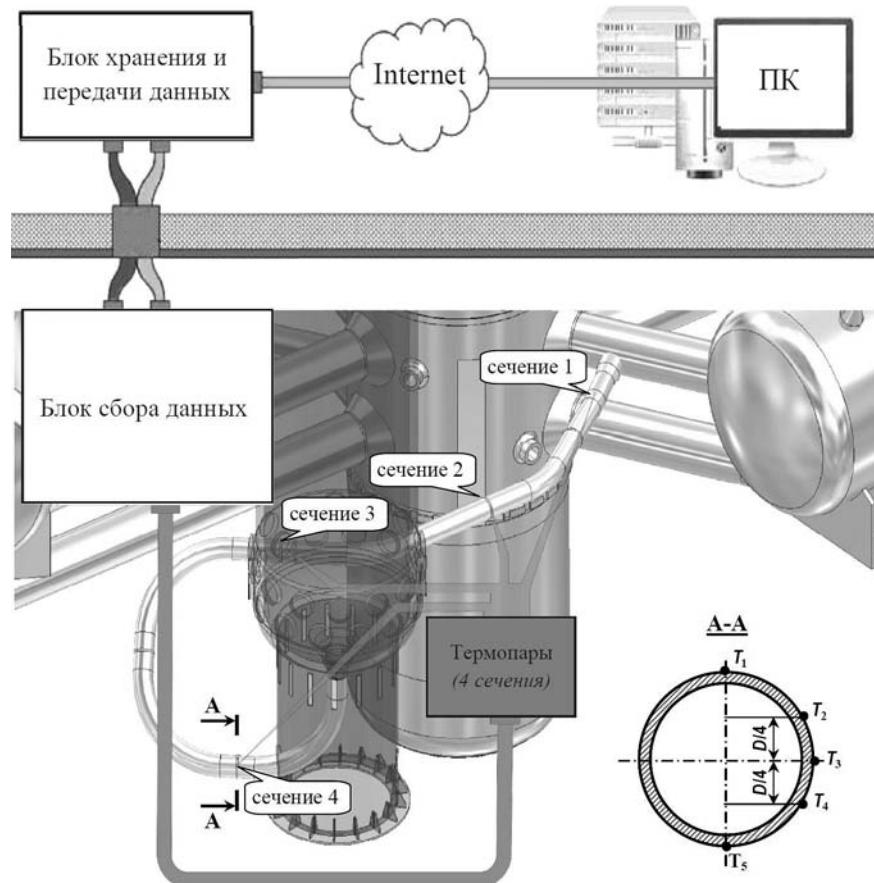


Рис. 1. Структурная схема СНМТС

СНМТС состоит из специализированных электронных блоков, коммутационных коробок и измерительных термопар, объединенных в единую цифровую сеть передачи данных при

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

помощи кабельных линий [12]. Структурная схема СНМТС представлена на рис. 1.

Блок сбора и обработки данных, состоящий из набора измерительных модулей термометрирования, расположен непосредственно в гермозоне вблизи ДТ. Блок хранения и передачи данных, представляющий собой промышленный высокопроизводительный сервер с подключенным вспомогательным оборудованием, установлен в обслуживающем помещении энергоблока. Мониторинг температур осуществлялся в четырех контрольных сечениях ДТ, расположенных на горизонтальных участках трубопровода. В каждом контрольном сечении располагалось пять термопар по периметру сечения по внешней поверхности трубопровода. Все данные мониторинга записывались в автоматическом режиме и по сетевому соединению передавались в удаленный аналитический центр для обработки и детального анализа.

По результатам мониторинга ТС ДТ в течение двух топливных кампаний энергоблока № 5 в период с 2013 по 2015 гг. собран достаточный объем статистических данных, позволяющих установить общие закономерности протекания процессов ТС в различных эксплуатационных режимах [13, 14]. При больших временных интервалах рассматриваемых данных и быстротечных процессах сложно судить о специфике расслоения потока только по графикам, на которых приведены абсолютные значения температур. В таком случае необходимо владеть информацией о градиенте температурного поля в контрольных сечениях ДТ, для того чтобы в последующем анализировать напряженно-деформированное состояние трубопровода. Для упрощенной количественной оценки величины ТС при анализе используется разность ΔT между максимальным и минимальным значениями температур по сечению трубопровода.

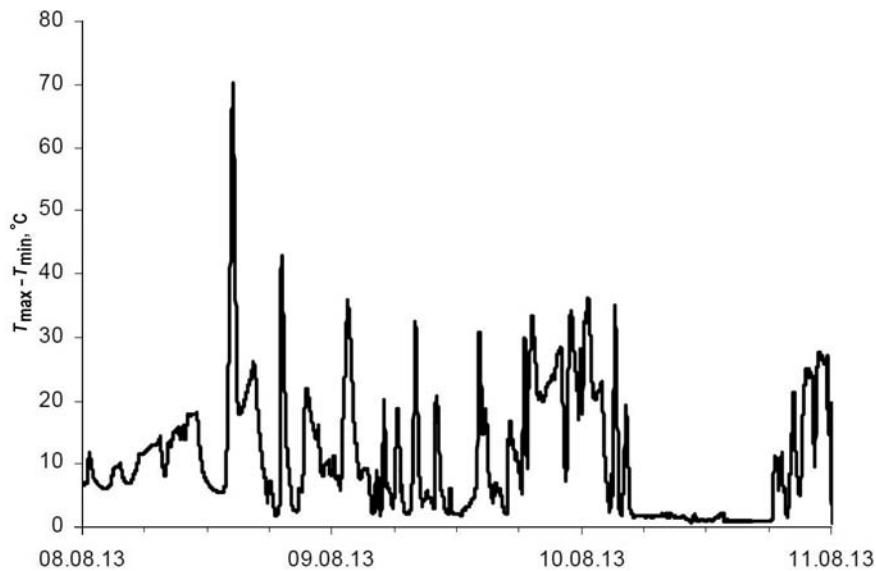


Рис. 2. Термическая стратификация в сечении № 4 в режиме разогрева РУ

Сравнительный анализ данных мониторинга, записанных во время разогрева РУ до «горячего» состояния, показал, что во всем дыхательном трубопроводе наблюдаются существенные пульсационные расслоения потока, а в контрольном сечении № 4 разность температур «холодного» и «горячего» потоков достигала максимального значения 71°C за все время пуска пятого блока (рис. 2). Таким образом, в режимах разогрева РУ до «горячего» состояния создаются условия, способствующие появлению процессов ТС в ДТ и поддержанию стабильности расслоенных потоков теплоносителя во времени. Отмечено, что в контрольных сечениях № 1 – 3 перепады температур по сечению, а следовательно, и величина ТС, существенно ниже по сравнению с сечением № 4.

«Горячее» состояние характеризуется установившейся температурой в ГЦТ около 280°C , в КД – около 345°C при давлении первого контура $15,7 \text{ МПа}$. Такое большое различие температуры в ГЦТ и КД способствует расслоению потока теплоносителя в ДТ с высокой разницей температур по сечению. Уровень воды в КД колеблется с амплитудой до $0,5 \text{ м}$, и теплоноситель внутри трубопровода перемещается в обе стороны. Это приводит к тому, что максимальная разница температур в контрольных сечениях колеблется с размахом выше 50°C .

Температурные нагружающие факторы при работе РУ на энергетических уровнях мощности и в режимах с плановым изменением мощности связаны, в основном, с циклическими колебаниями поля температур в контрольных сечениях ДТ. Число регулярных циклов термического нагружения ДТ при работе РУ на мощности в течение одной топливной кампании составляет в среднем 8 – 10 циклов в сутки. Размах колебаний средних температур в сечениях № 2 – 4 в режимах работы РУ на мощности 100 и 50% составляет около 10 и 15°C соответственно. В контрольном сечении № 1 (зона приварки ДТ к ГЦТ) при работе РУ на мощности циклические колебания температур не наблюдаются. Следует отметить, что в сечении № 4 регулярные термические циклы нагружения при работе РУ на мощности происходят с дополнительным наложением стратификации теплоносителя величиной 30 – 40°C . В то же время в контрольных сечениях № 2, 3 термическая стратификация практически отсутствует – разность между максимальной и минимальной температурами по указанным сечениям не превышает 5°C .

Наблюдаемые в ходе мониторинга циклические колебания температур в ДТ непосредственно связаны с изменением давления и уровня воды в КД. Прослеживается следующая взаимосвязь с параметрами РУ: с ростом уровня воды в КД происходит уменьшение температуры в контрольных сечениях – по дыхательному трубопроводу происходит переток теплоносителя из ГЦТ в КД. После этого идет обратный процесс – с уменьшением уровня воды в КД происходит увеличение температуры в контрольных сечениях – по дыхательному трубопроводу происходит переток теплоносителя из КД в ГЦТ. Указанные процессы напрямую связаны с регулированием давления (объема) первого контура [15].

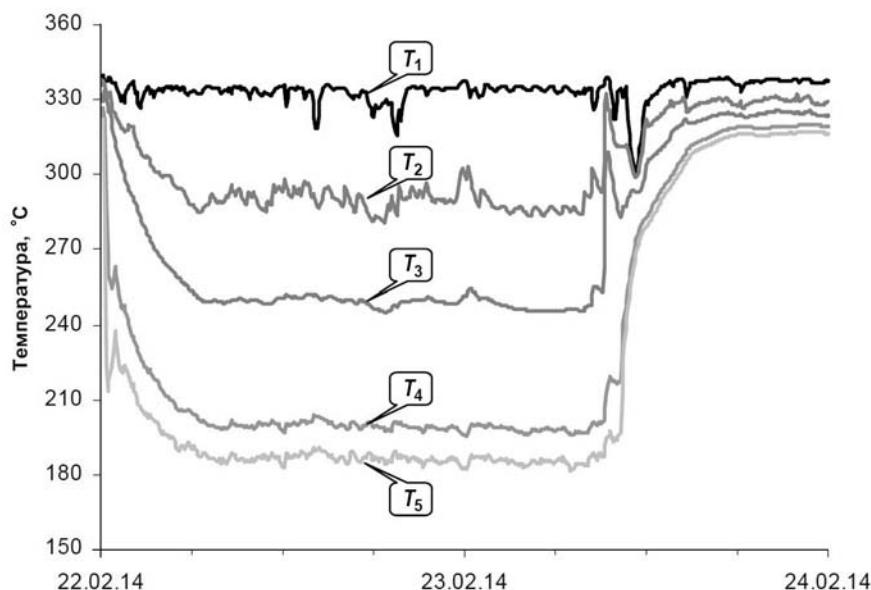


Рис. 3. Распределение температур по сечению № 4 при останове турбины

Максимальная ТС в ДТ, зафиксированная за время мониторинга, наблюдалась в режиме внепланового останова турбины, при котором произошло быстрое снижение мощ-

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

ности РУ со 100 до 50%. На рисунке 3 показаны графики термометрирования в сечении № 4, расположенном на первом горизонтальном участке от КД. Экспериментальные данные наглядно демонстрируют эффект ТС, который приводит к разнице температур по сечению от 30°C в нормальных условиях эксплуатации до 150°C при нарушении нормальных условий эксплуатации и вызывает высокие температурные напряжения. При этом в других контрольных сечениях ТС не наблюдалась.

Показания термопар, установленных в четырех контрольных сечениях ДТ, были использованы в качестве исходных данных при выполнении расчетного обоснования прочности трубопровода. Расчет напряженно-деформированного состояния (НДС) ДТ производился с использованием аттестованного программного средства UZOR 1.0, предназначенного для трехмерного расчета нестационарных полей температуры, упругого и упругопластического расчета НДС, параметров механики разрушения в элементах оборудования АЭС [16]. В программном средстве реализованы алгоритмы метода конечных элементов (МКЭ) и метода суперэлементов – надстройки по отношению к традиционному МКЭ, обеспечивающей существенное снижение потребления компьютерных ресурсов за счет поэтапного снижения размерности задачи [17].

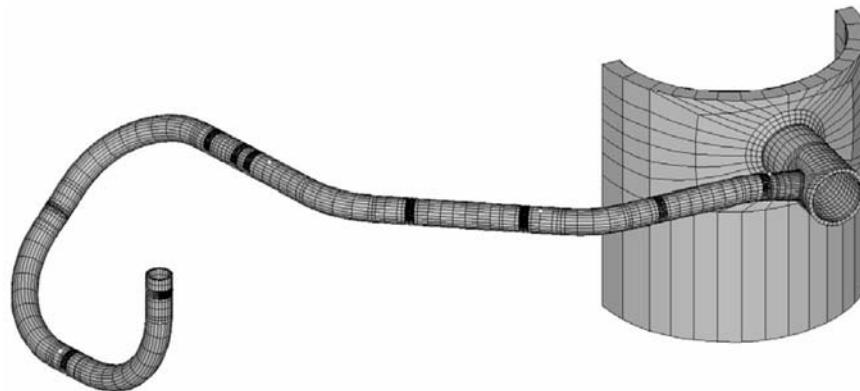


Рис. 4. Расчетная модель ДТ

Трехмерная расчетная модель ДТ энергоблока № 5 (рис. 4) построена с использованием проектно-конструкторской документации и полностью соответствует реальной конструкции трубопровода.

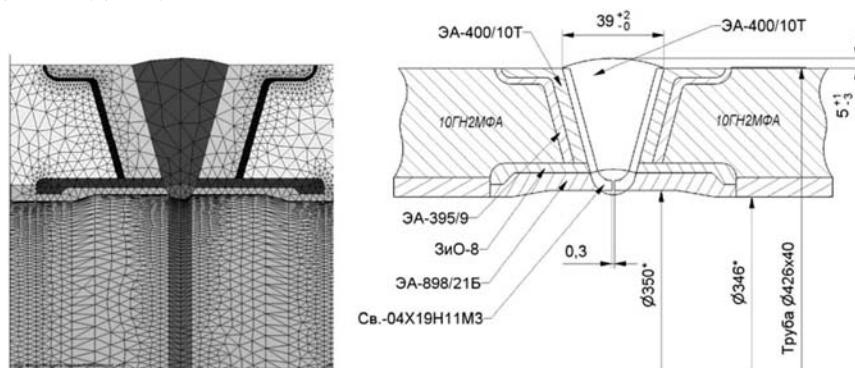


Рис. 5. Моделирование композитных сварных соединений

Основной особенностью сварных соединений (СС) ДТ является наличие в них основного металла перлитного класса (10ГН2МФА), сварного шва и наплавок, выполненных различными материалами аустенитного класса, т.е. СС ДТ являются композитными. Для возможности задания корректных исходных данных по фактическим

механическим свойствам материалов в различных зонах композитных СС выполнено их детальное моделирование (рис. 5).

Для расчетного анализа НДС ДТ из общего массива экспериментальных данных были выделены моменты времени, когда происходило изменение средней температуры в любом из контрольных сечений ДТ на величину более 10°C либо при наличии ТС величиной более 10°C . В каждый выделенный момент времени измеренные значения температур аппроксимировались на трехмерную расчетную модель ДТ, и полученные неравномерные температурные поля использовались для проведения расчетов НДС.

По результатам расчетно-экспериментальной оценки НДС ДТ установлено, что наибольшие термосиловые нагрузки вследствие ТС наблюдаются в контрольном сечении № 4. Эффект ТС при максимальной разности температур 150°C , зафиксированной в режиме непланового останова турбины, вызывает изменение приведенных напряжений на внешней поверхности СС на величину более 100 МПа. Эффект ТС величиной $30 - 40^{\circ}\text{C}$, наблюдаемый в сечении № 4 при работе РУ на энергетических уровнях мощности, приводит к возникновению циклических напряжений с размахом около $25 - 30$ МПа. Несмотря на относительно невысокий уровень циклических нагрузок, вызванных ТС, регулярное повторение подобных режимов с частотой 8 – 10 циклов в сутки приводит к интенсивному накоплению усталостных повреждений в рассматриваемой зоне. Максимальная величина накопленного повреждения ДТ от нестационарных температурных воздействий, рассчитанная без учета остаточных сварочных напряжений, составляет в среднем 0,01 за одну топливную кампанию.

Согласно расчету, в сечении № 4 на внешней поверхности СС в зоне наплавки электродами ЭА395/9 и ЭА400/10T наблюдаются зоны с максимальной накопленной повреждаемостью, которые совпадают с местами обнаружения фактических эксплуатационных дефектов в СС ДТ в виде продольных и поперечных трещин. Материал переходной наплавки из электрода ЭА-395/9 имеет наихудшие свойства с точки зрения циклической прочности по сравнению с основным металлом 10ГН2МФА и основным электродом ЭА-400/10T в связи с низкими пластическими свойствами переходного электрода ЭА-395/9 [18]. Также следует отметить, что на повышенную повреждаемость данной зоны оказывают влияние температурные напряжения, возникающие в месте сплавления разнородных материалов вследствие различия коэффициентов температурного расширения сталей перлитного и аустенитного классов.

В процессе сварки трубных блоков ДТ могут возникать высокие остаточные напряжения, так как технология сварки не предусматривает проведение восстановительной термообработки СС после монтажа. Оценка циклической прочности СС ДТ с учетом остаточных напряжений выполнена по формулам, связывающим допускаемые амплитуды напряжений и допускаемое число циклов нагружения согласно [19]. Результаты расчета получены с учетом коэффициентов асимметрии цикла и приведенных напряжений в упругопластической области нагружения, рассчитанных для проектных параметров нагружения первого контура ВВЭР-1000 при работе на nominalном уровне мощности РУ. Консервативный расчет показал, что для материала переходного электрода ЭА-395/9 при амплитуде напряжений 15 МПа допускаемое число циклов без учета остаточных напряжений составляет 300000 циклов, а с учетом остаточных растягивающих напряжений на уровне предела текучести металла – 60000 циклов. Регулярные циклы термического нагружения ДТ вследствие ТС с амплитудой напряжений около 15 МПа наблюдаются в сечении № 4 в процессе работы РУ на мощности. По данным мониторинга ТС ДТ число подобных циклов нагружения за одну топливную кампанию составляет в среднем 3000 циклов. Таким образом, выполненные консервативные оценки показывают, что при наличии высо-

ких остаточных сварочных напряжений в СС ДТ максимально допускаемое значение накопленного усталостного повреждения $[a] = 1$ может быть достигнуто уже через 20 лет эксплуатации только за счет рассмотренного режима циклического нагружения при работе РУ на мощности. Следует обратить особое внимание на то, что первые случаи обнаружения поверхностных трещин в СС ДТ были зафиксированы через 27 лет после начала эксплуатации энергоблока № 5.

Обнаружение эксплуатационных дефектов в СС ДТ обуславливает необходимость разработки и внедрения эффективных компенсирующих мероприятий, направленных на повышение остаточного ресурса ДТ. В качестве подобного компенсирующего мероприятия была предложена процедура обработки СС ДТ методом поверхностного пластического деформирования (ППД) [20]. Метод ППД основан на создании высоких остаточных сжимающих напряжений в поверхностном слое металла, что позволяет минимизировать влияние растягивающих эксплуатационных напряжений в зоне эксплуатационной дефектности, а также нивелировать влияние остаточных сварочных напряжений. Практическое внедрение процедуры обработки металла методом ППД позволит снизить вероятность образования поверхностных трещин в СС ДТ и обеспечить их безопасную эксплуатацию в период продленного срока службы энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС.

Литература

1. Шарый Н.В., Семишин В.П., Пиминов В.А., Драгунов Ю.Г. Прочность основного оборудования и трубопроводов реакторных установок ВВЭР. – М.: ИздАТ, 2004. – 496 с.
2. Шарый Н.В. Актуальные проблемы расчетного обоснования прочности реакторных установок ВВЭР и пути их решения // ВАНТ. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. – 2010. – Вып. 27. – С. 5-21.
3. IPSN/OECD-NEA/WANO. Specialists meeting on experience with thermal fatigue in LWR piping caused by mixing and stratification. Proceedings. Paris, 1998. Режим доступа: <https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/1998/csni-r98-8.pdf> (дата обращения 24.01.2017).
4. Беркович В.Я., Богачев А.В., Муравин Д.Б., Фомин А.В. Расчет нагружающих факторов по показаниям штатных датчиков системой САКОР-320 на 2 энергоблоке Ростовской АЭС / VII Международная научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». Подольск, ОКБ «Гидропресс», 2011. Режим доступа: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2011/documents/mntk2011-111.pdf> (дата обращения 24.01.2017).
5. Саунин Ю.В., Добротворский А.Н., Семенихин А.В. Исследование факторов, определяющих температурную стратификацию теплоносителя в горячих нитках петель 1-го контура РУ с ВВЭР-1000 / VII Международная научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». Подольск, ОКБ «Гидропресс», 2013. Режим доступа: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/autorun/article133-ru.htm> (дата обращения 24.01.2017)
6. IAEA-TECDOC-1361. Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety. Primary piping in PWRs. International Atomic Energy Agency, 2003. Режим доступа: http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1361_web.pdf (дата обращения 24.01.2017)
7. NUREG-1801. The Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report. United States Nuclear Regulatory Commission, 2010. Режим доступа: <https://www.nrc.gov/docs/ML1034/ML103490041.pdf> (дата обращения 24.01.2017)
8. Safe management of the operating lifetimes of nuclear power plants INSAG-14. A report by the International Nuclear Safety Advisory Group. International Atomic Energy Agency, 1999. Режим доступа: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/P085_scr.pdf (дата обращения 24.01.2017).

9. *Бакиров М.Б. и др.* Анализ термосиловой нагруженности дыхательного трубопровода и оценка остаточного ресурса с учетом влияния термической стратификации и старения металла в период сверхпроектного срока службы энергоблока № 5 НВАЭС. Технический отчет № 03/14-2. 000 «НСУЦ «ЦМиР», 2014.
10. *Бакиров М.Б. и др.* Анализ термосиловой нагруженности дыхательного трубопровода и оценка остаточного ресурса с учетом влияния термической стратификации в период сверхпроектного срока службы энергоблока № 5 НВАЭС по данным мониторинга, записанным в течение 31-й топливной кампании. Технический отчет № 03/15-2. 000 «НСУЦ «ЦМиР», 2015.
11. *Резепов В.К., Денисов В.П., Кирилюк Н.А., Драгунов Ю.Г., Рыжов С.Б.* Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций. – М.: ИКЦ «Академкнига», 2004. – 333 с.
12. *Бакиров М.Б., Поваров В.П.* Система многопараметрического непрерывного мониторинга эксплуатационной повреждаемости оборудования атомной электростанции. Российская Федерация. Патент на изобретение № 2574578. Заявка: №2014104752/07 от 12.02.2014. Опубликовано: 10.02.2016.
13. *Бакиров М.Б. и др.* Сбор, обработка и анализ данных мониторинга термической стратификации дыхательного трубопровода 5 блока НВАЭС в различных режимах эксплуатации реакторной установки. Технический отчет № 03/14-1. 000 «НСУЦ «ЦМиР», 2014.
14. *Бакиров М.Б. и др.* Сбор, обработка и анализ данных, записанных системой мониторинга термической стратификации дыхательного трубопровода при работе на мощности и останове энергоблока № 5 НВАЭС в течение 31-й топливной кампании. Технический отчет № 03/15-1. 000 «НСУЦ «ЦМиР», 2015.
15. *Овчинников Ф.Я., Семенов В.В.* Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 359 с.
16. *Киселев А.С., Киселев А.С., Даничев В.В.* Аннотация программы UZOR1 // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. – 1999. – Вып. 1. – С. 109-113.
17. *Постнов В.А., Дмитриев С.П.* Метод суперэлементов в расчетах инженерных сооружений. – Л.: Судостроение, 1979. – 287 с.
18. Оборудование и трубопроводы атомных энергетических установок. Сварка и наплавка. Основные положения. ПНАЭ Г-7-009-89. – М.: Энергоатомиздат, 1991. – 136 с.
19. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. ПНАЭ Г-7-002-86. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 525 с.
20. *Одинцов Л.Г.* Упрочнение и отделка деталей поверхностным пластическим деформированием. Справочник. – М.: Машиностроение, 1987. – 328 с.

Поступила в редакцию 25.04.2016 г.

Авторы

Поваров Владимир Петрович, директор Нововоронежской АЭС, канд. техн. наук
E-mail: PovarovVP@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Уразов Олег Владимирович, начальник отдела дефектоскопии металлов и технического контроля Нововоронежской АЭС
UrazovOV@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Бакиров Мурат Баязитович, генеральный директор ООО «НСУЦ «ЦМиР», д-р техн. наук
mareeva-test@yandex.ru

Левчук Василий Иванович, начальник лаборатории, канд. техн. наук
leavc@mail.ru

UDC 621.311.25

DESIGN AND EXPERIMENTAL ASSESSMENT OF THERMAL STRATIFICATION INFLUENCE ON OPERATIONAL LOADING OF SURGE LINE OF NOVOVORONEZH NPP, UNIT №5

Povarov V.P.*, Urazov O.V.*, Bakirov M.B.**, Levchuk V.I.**

*The branch of JSC «Concern Rosenergoatom» «Novovoronezh Nuclear Power Plant» (Novovoronezh NPP)

396071, Russia, Voronezh reg., Novovoronezh, industrial zone Yuzhnaya 1

** Center of material science and lifetime management (CMSLM, Ltd).

140002, Moscow reg., Lyubertsy, Kirova str., 7, office 5

ABSTRACT

One of the main tasks of NPP lifetime justification consists in detailed consideration of all factors affecting the residual life of critical NPP components. Particular attention should be paid to studying the phenomenon of thermal stratification (TS), which is the effect of coolant lamination to the "cold" and "hot" layer in a horizontal pipelines while flows having different temperatures stream with slow rates. The relevance of this issue is stipulated for the fact that cyclic loads caused by TS result in accumulation of metal damage due to thermal fatigue and can initiate formation and accelerated growth of defects.

The work is devoted to complex analysis of coolant TS observed in the horizontal runs of the surge line (SL) on WWER-1000 units. Comprehensive assessment of TS effects on a stress-strain state and cyclic damage accumulation of metal was also made. The experimental data regarding the distribution of temperature fields in horizontal SL sections, as well as cyclic loading history during several reactor campaigns were recorded by on-line monitoring system, put into operation on Novovoronezh NPP, Unit 5. Data analysis allowed to establish some distinctive features of TS in SL of Unit 5, depending on operational modes. The most significant TS effects were observed in the control section located in the first horizontal run nearby the pressurizer.

Experimental records were used as initial data for calculations which were provided in order to evaluate the stress-strain state of SL considering TS effects. Results of stress analysis allow to conclude that actually observed effects of thermal stratification and thermal fatigue have a significant impact on SL lifetime. Indicated by calculations areas, in which maximum accumulated damage is observed, coincide with places of operational defects being revealed during outage of Unit 5. As a compensatory measure aimed at increasing the SL residual life, it is proposed the procedure of treatment of SL weld joints using the method of surface plastic deformation.

Key words: thermal stratification, surge line, thermal fatigue, thermomechanical load, on-line monitoring, stress-strain state.

REFERENCES

1. Sharyj N.V., Semishkin V.P., Piminov V.A., Dragunov Ju.G. *Prochnost' osnovnogo oborudovaniya i truboprovodov reaktornyh ustanovok VVER* [Strength of main equipment and pipelines of WWER reactor assemblies]. Moscow. IzdAT Publ. 2004. 496 p. (in Russian).
2. Sharyj N.V. *Aktual'nye problemy raschyoitnogo obosnovaniya prochnosti reaktornyh ustanovok VVER i puti ih resheniya* [Topical problems of strength calculation of VVER reactor assemblies and ways of solving]. VANT. Ser. Obespechenie bezopasnosti AES., 2010, iss. 27, pp. 5-21 (in Russian).
3. IPSN/OECD-NEA/WANO. Specialists meeting on experience with thermal fatigue in LWR piping caused by mixing and stratification. Proceedings. Paris, 1998. Available at:

- <https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/1998/csni-r98-8.pdf> (accessed 24 Jan. 2017).
4. Berkovich V.Ya., Bogachev A.V., Muravin D.B., Fomin A.V. *Raschet nagruzhajuschih faktorov po pokazaniyam shtatnyh datchikov sistemoj SAKOR-320 na 2 energobloke Rostovskoj AES* [Calculation of loading factors SACOR-320 by indications of standard detectors on Rostov NPP, unit 2]. The VII-th International scientific and technical conference «Safety Assurance of NPP with WWER». Podol'sk, OKB «Gidropress», 2011 (in Russian). Available at:
<http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2011/documents/mntk2011-111.pdf> (accessed 24 Jan. 2017).
5. Saunin Yu.V., Dobrotvorskij A.N., Semenikhin A.V. *Issledovanie faktorov, opredelyayuschih temperaturnuyu stratifikaciyu teplonositelya v gorjachih nitkah petel' 1-go kontura RU s VVER-1000* [Examination of factors, determining the coolant thermal stratification in hot legs of primary circuit loops of RP with WWER-1000]. The VII-th international scientific and technical conference «Safety Assurance of NPP with WWER». Podol'sk, OKB «Gidropress», 2013 (in Russian). Available at:
<http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/autorun/article133-ru.htm> (accessed 24 Jan. 2017).
6. IAEA-TECDOC-1361. Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety. Primary piping in PWRs. International Atomic Energy Agency, 2003. Available at: http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1361_web.pdf (accessed 24 Jan. 2017).
7. NUREG-1801. The Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report. United States Nuclear Regulatory Commission, 2010. Available at:
<https://www.nrc.gov/docs/ML1034/ML103490041.pdf> (accessed 24 Jan. 2017).
8. Safe management of the operating lifetimes of nuclear power plants INSAG-14. A report by the International Nuclear Safety Advisory Group. International Atomic Energy Agency, 1999. Available at:
http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/P085_scr.pdf (accessed 24 Jan. 2017).
9. Bakirov M.B., Levchuk V.I., Kiselev A.S. *Analiz termosilovoj nagruzhennosti dyhatel'nogo truboprovoda i ocenka ostatochnogo resursa s uchetom vliyanija termicheskoy stratifikacii i stareniya metalla v period sverhproektnogo sroka sluzhby energobloka № 5 NVAES* [Analysis of thermal loads in the surge line and assessment of its residual lifetime considering effects of thermal stratification and metal ageing during long term operation of Novovoronezh NPP, Unit 5]. Technical report № 03/14-2. CMSLM Ltd., 2014 (in Russian).
10. Bakirov M.B., Levchuk V.I., Kiselev A.S. *Analiz termosilovoj nagruzhennosti dyhatel'nogo truboprovoda i ocenka ostatochnogo resursa s uchetom vliyanija termicheskoy stratifikacii v period sverhproektnogo sroka sluzhby energobloka № 5 NVAES po dannym monitoringa, zapisannym v techenie 31-j toplivnoj kampanii* [Analysis of thermal loads in the surge line and assessment of its residual lifetime considering effects of thermal stratification during long term operation of Novovoronezh NPP, Unit 5 using monitoring data obtained during 31 fuel campaign]. Technical report № 03/15-2. CMSLM Ltd., 2015 (in Russian).
11. Rezepov V.K., Denisov V.P., Kirilyuk N.A., Dragunov Yu.G., Ryzhov S.B. *Reaktory VVER-1000 dlja atomnyh elektrostancij* [Reactors WWER-1000 for nuclear power plants]. Moscow, Akademkniga Publ., 2004. 333 p. (in Russian).
12. Bakirov M.B., Povarov V.P. *Sistema mnogoparametricheskogo nepreryvnogo monitoringa ekspluatacionnoj povrezhdaemosti oborudovaniya atomnoj elektrostancii* [System of multi-parametric on-line monitoring of operational damageability of nuclear power plant equipment]. Russian Federation. Patent for invention № 2574578. Request № 2014104752/07 12.02.2014. Published: 10.02.2016 (in Russian).
13. Bakirov M.B., Levchuk V.I., Kiselev A.S. *Sbor, obrabotka i analiz dannyh monitoringa termicheskoy stratifikacii dyhatel'nogo truboprovoda 5 bloka NVAES v razlichnyh rezhimah ekspluatacii reaktornoj ustanovki* [Collection, processing and analysis of monitoring data concerning thermal stratification in the surge line of Novovoronezh NPP, Unit 2 in various operational modes of the reactor facility]. Technical report № 03/14-1. CMSLM Ltd., 2014 (in Russian).
14. Bakirov M.B., Levchuk V.I., Kiselev A.S. *Sbor, obrabotka i analiz dannyh, zapisannyh sistemoj monitoringa termicheskoy stratifikacii dyhatel'nogo truboprovoda pri rabote na*

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

moshnost i ostanove energobloka № 5 NVAES v techenie 31-j toplivnoj kampanii [Collection, processing and analysis of monitoring data recorded by the thermal stratification monitoring system of the surge line during power operation and cooldown of Novovoronezh NPP, Unit 5 during 31 fuel campaign].

Technical report № 03/15-1. CMSLM Ltd., 2014 (in Russian).

15. Ovchinnikov F.Ya., Semenov V.V. *Ekspluatacionnye rezhimy vodo-vodjanyh energeticheskikh reaktorov* [Operational modes of pressurized water reactors]. Moscow. Energoatomizdat Publ. 1988. 359 p. (in Russian).

16. Kiselev A.S., Kiselev A.S., Danichev V.V. *Annotacija programmy UZOR1* [Annotation of the software UZOR1]. VANT. Ser. *Fizika yadernyh reaktorov*. 1999, iss. 1, pp. 109-113 (in Russian).

17. Postnov V.A., Dmitriev S.P. *Metod superelementov v raschetah inzhenernyh sooruzhenij* [The method of super elements in calculations of engineering structures]. Leningrad. Sudostroenie Publ. 1979. 287 p. (in Russian).

18. *Oborudovanie i truboprovody atomnyh energeticheskikh ustanovok. Svarka i naplavka. Osnovnye polozheniya* [Equipment and pipelines of atomic electric power plants. Welding and cladding. General provisions]. PNAEG-7-009-89. Moscow. Energoatomizdat Publ. 1991. 136 p. (in Russian).

19. *Normy rascheta na prochnost' oborudovaniya i truboprovodov atomnyh energeticheskikh ustanovok* [Norms for strength calculations of equipment and pipelines of atomic electric power plants]. PNAEG-7-002-86. Moscow. Energoatomizdat Publ. 1989. 525 p. (in Russian).

20. Odincov L.G. *Uprochnenie i otdelka detalej poverhnostnym plasticheskim deformirovaniem* [Hardening and treatment of components using surface plastic deformation]. Handbook. Moscow. Mashinostroenie Publ. 1987. 328 p. (in Russian).

Authors

Povarov Vladimir Petrovich, Director of the Novovoronezh NPP, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: PovarovVP@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Urazov Oleg Vladimirovich, Head of Department
E-mail: UrazovOV@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Bakiroy Murat Bayazitovich, Director General of CMSLM Ltd., Doct. Sci. (Engineering)
E-mail: mareeva-test@yandex.ru

Levchuk Vasilij Ivanovich, Head of Laboratory CMSLM Ltd., Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: leavc@mail.ru

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ КОНТАКТНОЙ КОНДЕНСАЦИИ ПАРОГАЗОВОЙ СМЕСИ НА РАБОТУ ПАССИВНЫХ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ ВВЭР

А.В. Морозов, А.Р. Сахипгареев

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского»

249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1



Представлены результаты экспериментального исследования влияния контактной конденсации парогазовой смеси на работу пассивных систем безопасности АЭС с ВВЭР и парогенератора в аварийном конденсационном режиме. Контактная конденсация имеет место при подаче недогретой жидкости в объем гидроемкости дополнительной системы пассивного залива активной зоны реактора ВВЭР в присутствии накопленных неконденсирующихся газов. Вода, подаваемая в гидроаккумуляторы второй ступени, может быть использована для увеличения времени работы парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме и обеспечения более длительного охлаждения активной зоны. Особенностью исследованных процессов являлась малая скорость истечения воды (менее 1 м/с), вызванная необходимостью обеспечить пассивный характер работы систем безопасности. Опыты проводились на экспериментальной установке при параметрах, характерных для первого контура реакторной установки через сутки после начала аварии, и различных концентрациях газов в парогазовой смеси. В качестве неконденсирующихся газов были использованы азот и гелий, в целях безопасности заменяющий водород. По результатам проведенных опытов установлено, что увеличение концентрации неконденсирующихся газов в объеме модели гидроемкости до 45% приводит к снижению интенсивности контактной конденсации пара из парогазовой смеси на ~29% в эксперименте с азотом и на ~57% – с гелием. Данные, полученные в результате проведения экспериментов, можно использовать для расчетного моделирования аварийных процессов в реакторной установке ВВЭР во время работы комплекса пассивных систем безопасности с учетом отвода парогазовой смеси из парогенератора за счет подачи недогретой жидкости в объем гидроемкостей второй ступени.

Ключевые слова: ВВЭР, парогенератор, конденсационный режим, контактная конденсация, неконденсирующиеся газы, парогазовая смесь.

ВВЕДЕНИЕ

Во многих современных зарубежных и отечественных проектах реакторных установок предусматривается наличие как активных, так и пассивных систем безопасности. К таким системам можно отнести, например, пассивные системы отвода ос-

© А.В. Морозов, А.Р. Сахипгареев, 2017

таточного энерговыделения, предназначенные для расхолаживания реакторной установки в случае аварийной ситуации, когда активные системы не могут включиться по каким-либо причинам (например, из-за потери внешних источников электроснабжения).

Используемые в отечественном проекте «АЭС-2006» пассивные системы безопасности позволяют отводить остаточное тепловыделение от активной зоны реактора в течение 24-х часов после начала аварии, причиной которой является гильотинный разрыв главного циркуляционного трубопровода и одновременная потеря всех источников электроснабжения [1, 2]. Система пассивного отвода тепла (СПОТ) отводит тепло от парогенератора (ПГ), переводя его в режим конденсации пара, поступающего из активной зоны. Однако при работе парогенератора в конденсационном режиме его трубный пучок заполняется неконденсирующимися газами, поступающими из реактора, что приводит к постепенному уменьшению конденсационной мощности ПГ. В процессе работы системы гидроемкостей второй ступени (ГЕ-2) в первые 24 часа аварии неконденсирующиеся газы самопроизвольно отводятся из трубного пучка парогенератора в объем гидроемкостей системы ГЕ-2 [3]. В результате опорожнения гидроемкостей второй ступени и их заполнения парогазовой смесью (ПГС) часть пара из ПГС конденсируется на внутренних стенках емкостей ГЕ-2. Данный процесс идет до тех пор, пока гидроемкости не прогреются до температуры окружающего их пространства защитной оболочки. После слива запасенной в гидроемкостях воды самоотвод парогазовой смеси из парогенератора прекращается, что, в конечном итоге, может привести к ухудшению теплообмена в трубчатке и прекращению подачи конденсата в реактор [4]. В связи с этим возникает задача увеличения времени работы парогенератора в конденсационном режиме, а следовательно, и длительности работы пассивных систем безопасности.

Для увеличения времени работы ПГ в конденсационном режиме предложено несколько технических решений. В частности, в проекте ВВЭР-ТОИ для обеспечения длительного теплоотвода от активной зоны предусматривается использование системы гидроемкостей третьей ступени (ГЕ-3) [5]. Также рассматривается техническое решение, согласно которому удаление ПГС из трубного пучка парогенератора обеспечивается путем снижения давления в емкостях ГЕ-2 за счет подачи в их объем холодной воды из дополнительных баков, расположенных выше системы ГЕ-2 [6]. Но для этого необходимо, чтобы в гидроемкостях второй ступени содержался пар, а не только неконденсирующиеся газы. Данное условие выполняется, так как к концу первых суток аварии средняя массовая концентрация газа в парогазовой смеси в натурной емкости ГЕ-2 не будет превышать 20%, что подтверждается расчетами, проведенными по результатам экспериментов, выполненных на стенде ГЕ2М-ПГ [7]. Относительно низкую температуру подаваемой жидкости (не более 50°C) предполагается поддерживать с использованием качественной теплоизоляции дополнительных баков. При подаче воды в объем ГЕ-2 затруднительно создание пассивным способом напора, которого достаточно для распыления воды на мелкие капли, т.к. ее скорость не будет превышать 1 м/с. Дополнительным преимуществом данного технического решения является то, что вода, поступающая в гидроемкости через сутки с момента начала аварии, обеспечивает дополнительную подпитку реактора теплоносителем.

Прямой контакт пара со струями и каплями жидкости имеет место в многочисленных теплообменных аппаратах, поэтому исследование теплопередачи при контактной конденсации многокомпонентных смесей имеет большое практическое и теоретическое значение. В то же время, проведенный обзор публикаций показал, что процессы теплообмена при контактной конденсации парогазовой смеси на струях и каплях недогретой жидкости при низких скоростях истечения недостаточно изучены, например, в [8] представлены результаты экспериментов с подачей воды в «чистый» пар и в пар с добавлением азота. Подача воды осуществлялась через фор-

сунку. Полученная авторами [8] формула по расчету безразмерной среднемассовой температуры диспергированной струи воды применима для очень малых концентраций азота в паре (менее 1%). В [9] приведены значения измерения температуры турбулентной струи при ее истечении для скоростей от 0,4 м/с. Там же приведены результаты расчетов для струй, вытекающих с начальной скоростью до 2 м/с из цилиндрических отверстий с диаметром до 7 мм. Для этих диаметров и скоростей струю можно считать непрерывной на участке длиной 300 – 450 мм. Однако в [9] не учитывается наличие неконденсирующихся газов, которые сильно снижают эффективность конденсации, вследствие чего этот процесс не заканчивается на сплошной части струи.

В работах [10 – 12] приведены соотношения по расчету диспергированных струй в присутствии паровоздушной смеси. Представленные формулы применимы к каплям, размеры которых не превышают 4 мм. Теплоотдача при конденсации пара и пара из парогазовой смеси на сплошных струях жидкости рассматривалась в [13], но в этой работе не исследуется конденсация на раздробленной струе жидкости. В [14] рассмотрены процессы конденсации парогазовой смеси, возникающие в результате работы спринклерной системы, применяемой на АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. Авторами [15] проводились исследования с целью изучение работы спринклерной системы реакторов типа PWR как средства понижения давления и температуры в защитной оболочке и уменьшения локальной концентрации водорода в результате конденсации пара на каплях, образующихся при распылении воды. Эксперименты для изучения теплопередачи при конденсации пара на поверхности полого конуса разбрзгиваемой воды представлены в работе [16]. Роль неконденсирующихся газов в [16] не рассматривалась.

На основании анализа работ по конденсации пара на струях воды [8 – 16] можно сделать вывод о том, что исследованные процессы значительно отличаются от процессов, имеющих место при конденсации парогазовой смеси, поступающей в объем гидроемкостей второй ступени. Из этого следует необходимость выполнения экспериментальных исследований контактной конденсации парогазовых смесей применительно к условиям работы пассивных систем безопасности реактора ВВЭР.

МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ОПЫТОВ НА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ УСТАНОВКЕ

Для исследования процессов контактной конденсации парогазовой смеси в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» была создана экспериментальная установка. Основное оборудование и технологические линии установки показаны на рис. 1.

Стенд включает в себя рабочий участок и вспомогательные системы. В состав вспомогательных систем входят парогенератор объемом 300 л с внутренним регулируемым электрическим нагревателем максимальной мощностью 12 кВт; конденсатор системы поддержания давления; накопительный бак пара объемом 48 л; технологические линии с арматурой; система подачи газа. Рабочий участок состоит из модели гидроемкости системы ГЕ-2 объемом ~ 650 л и напорного бака объемом 14 л, необходимого для подачи недогретой жидкости в объем модели гидроемкости. Объемный масштаб рабочего участка стенда составляет 1:400 по сравнению с натурной установкой. Высота модели гидроемкости, определяющая длину участка на которой происходит контактная конденсация, равна ~3000 мм. Ввиду особенностей стенда напорный бак расположен ниже модели гидроемкости второй ступени. Для обеспечения постоянного расхода воды в верхней части напорного бака создавалась газовая подушка. Расход пара из парогенератора стенда на рабочий участок стенда соответствует проектному (масштаб 1:1).

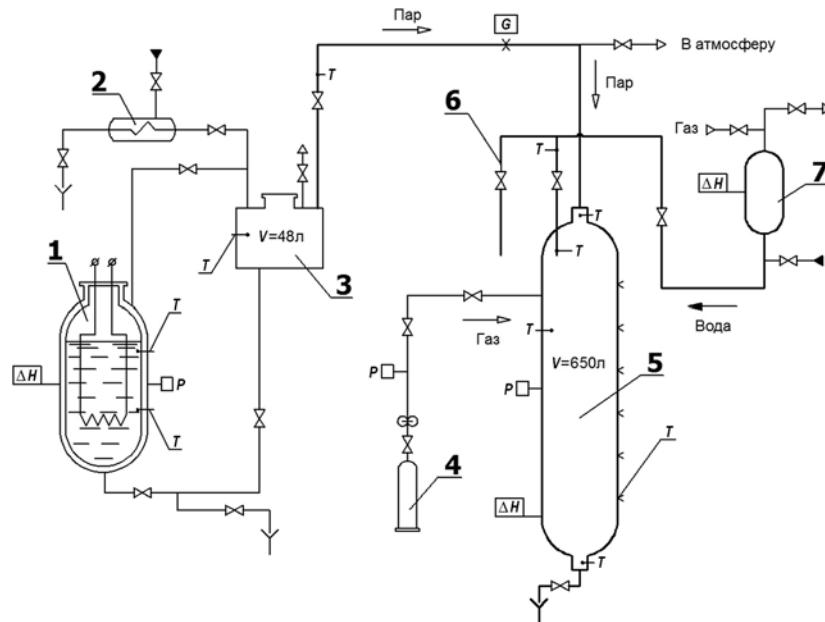


Рис. 1. Принципиальная технологическая схема экспериментальной установки: 1 – парогенератор; 2 – система поддержания давления; 3 – накопительный бак пара; 4 – система подачи газа; 5 – модель гидроемкости системы ГЕ-2; 6 – дублирующая линия подачи струи жидкости в атмосферу; 7 – напорный бак; P – давление; T – температура; ΔH – уровень; \times – расход

Парогенератор, накопительный бак и система поддержания давления обеспечивали постоянные параметры (давление, температуру) пара при проведении экспериментов. Регистрация и контроль теплофизических параметров в ходе проведения экспериментов осуществлялись измерительными приборами и датчиками. Контрольно-измерительные приборы, установленные на стенде, позволяли регистрировать следующие основные параметры: давление среды в парогенераторе и гидроемкости ГЕ-2; давление газа, поступающего на стенд; уровень воды в парогенераторе и напорном баке; температуру среды в парогенераторе и модели емкости ГЕ-2 на входе в модель; давление газа, поступающего на стенд; температуру воды в напорном баке и температуру поверхности стенки трубы, соединяющей напорный бак и модель ГЕ-2; температуру воды на выходе из трубы, входящей в модель емкости ГЕ-2; расход пара из парогенератора.

Регистрация давления по контуру выполнялась с помощью дифференциальных преобразователей МЕТРАН-100-ДИ (класс точности 0,1). Измерение уровня жидкости на стенде осуществлялось дифференциальными приборами МЕТРАН-100-ДД (класс точности 0,1). Для измерения температуры применялись кабельные термопары диаметром 1 мм (погрешность измерений 1°C). На стенде также был установлен вихревой расходомер пара Rosemount-8800D (погрешность измерения 1,4%) с нижней границей измерения объемного расхода пара $5,5 \text{ м}^3/\text{ч}$. Частота опроса измерительных каналов системы сбора составляла 4 Гц.

Опыты проводились в два этапа. На первом этапе были проведены гидродинамические исследования с подачей воды в атмосферу по дублирующей линии (см. рис. 1, поз. 6). Осуществлялось визуальное наблюдение за характером истечения жидкости при различных расходах жидкости. Во время подачи струи жидкости из напорного бака выполнялась фотосъемка для определения ее геометрических параметров: длины сплошного участка, диаметра капель, размера «факела» струи.

На втором этапе проводились эксперименты с подачей воды в объем модели гид-

роемкости ГЕ-2. В начале каждого эксперимента с помощью электронагревателей устанавливалось заданное давление в парогенераторе и накопительном баке. Затем подавался пар в рабочий участок. По мере заполнения стенда паром произошла сдувка паровоздушной смеси, присутствующей в емкости ГЕ-2 и в трубах. Критерием прекращения сдувки паровоздушной смеси являлось выравнивание температурного поля по высоте модели ГЕ-2. Для каждого эксперимента устанавливался изотермический режим по паровому тракту и в гидроемкости ГЕ-2, при котором компенсировались тепловые потери. Пар поступал на конденсатор системы поддержания давления, с помощью которой на протяжении всего эксперимента обеспечивалось стабильное давление в модели ГЕ-2 стенда (точность поддержания давления составляла $\pm 0,002$ МПа).

После стабилизации расхода пара в модель гидроемкости, заполненную «чистым» паром, из напорного бака подавалась струя жидкости, на которой происходила конденсация пара. Постоянный расход воды обеспечивался за счет поддержания перепада давлений между моделью ГЕ-2 и напорным баком, давление в котором создавалось с помощью газовой подушки.

В результате конденсации происходило увеличение притока пара из парогенератора в модель ГЕ-2. Вода подавалась до тех пор, пока расход пара не выходил на новый стационарный уровень. Конденсат, скапливающийся в нижней части емкости ГЕ-2, дренировался до уровня нижней термопары (см. рис. 1). Далее с помощью системы подачи неконденсирующихся газов происходила накачка необходимой массы азота или гелия в объем модели ГЕ-2 для создания парогазовой смеси с необходимой концентрацией газа. Происходила выдержка по времени для стабилизации расхода пара на стенде. После выхода расхода на стабильный уровень в объем модели вновь подавалась вода, и эксперименты выполнялись по описанной выше методике. Опыты продолжались до тех пор, пока не был пройден заданный диапазон концентраций газа.

Ранее отмечалось, что вследствие совместной работы пассивных систем безопасности во время аварии парогенератор переводится в режим конденсации пара, поступающего из активной зоны. При этом в течение первых 24-х часов аварии производится отвод парогазовой смеси тяжелых (азот) и легких (водород) по сравнению с паром газов в объем опорожняющихся гидроемкостей системы ГЕ-2. Через сутки после начала аварии гидроемкости заполняются парогазовой смесью и, согласно расчетам, давление в первом контуре РУ ВВЭР составит 0,2 – 0,3 МПа [18, 19]. Эксперименты на стенде проводились при параметрах среды (давление, температура), соответствующих натурной установке. Диапазон концентраций газов в парогазовой смеси был расширен по сравнению с расчетным. В целях безопасности водород в опытах моделировался гелием с сохранением мольной концентрации газов. Для исследования различий в характере влияния каждого из газов на процесс контактной конденсации эксперименты выполнялись с раздельной подачей азота и гелия в объем модели гидроемкости.

РЕЗУЛЬТАТЫ ОБРАБОТКИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ

В ходе гидродинамических исследований проводились опыты по определению расхода воды, при котором на выходе из трубы возник бы участок сплошной струи. Было установлено, что длина сплошного участка струи для данных условий на экспериментальной установке не превышает 160 мм [17].

Начальные параметры проведения экспериментов с подачей недогретой жидкости в объем модели гидроемкости ГЕ-2 представлены в табл. 1.

Было выполнено четыре эксперимента, включавших в себя 24 экспериментальных

режима. Опыты №1 и №2 проводились для определения различия во влиянии, оказываемом азотом и гелием на конденсацию пара при контактной конденсации при параметрах, характерных для работы пассивных систем безопасности ВВЭР. В экспериментах №3 и №4 исследовалось влияние давления среды в модели ГЕ-2, изменяемого в заданном диапазоне, на контактную конденсацию пара из ПГС при фиксированной температуре поступающей жидкости.

Таблица 1

Основные параметры экспериментов

№ опыта	Газ	Давление, МПа	Температура среды, °C	Средняя массовая концентрация газа в паре С, %	Средняя температура струи на выходе из трубы, °C
1	Азот	0,2	120	0; 5; 10; 15; 25; 35; 45	20
2	Гелий	0,2	120	0; 5; 10; 15; 25; 35; 45	20
3	Азот	0,2	120	0; 25; 50; 75; 100	25
4	Азот	0,3	133	0; 25; 50; 75; 100	25

При подаче воды в объем модели ГЕ-2 расход пара, поступающего из парогенератора в гидроемкость второй ступени, увеличивался за счет контактной конденсации на струе и каплях жидкости. Значения расходов пара для двух экспериментальных режимов, характеризуемых одинаковыми массовыми концентрациями неконденсирующихся газов в паре, представлены на рис. 2.

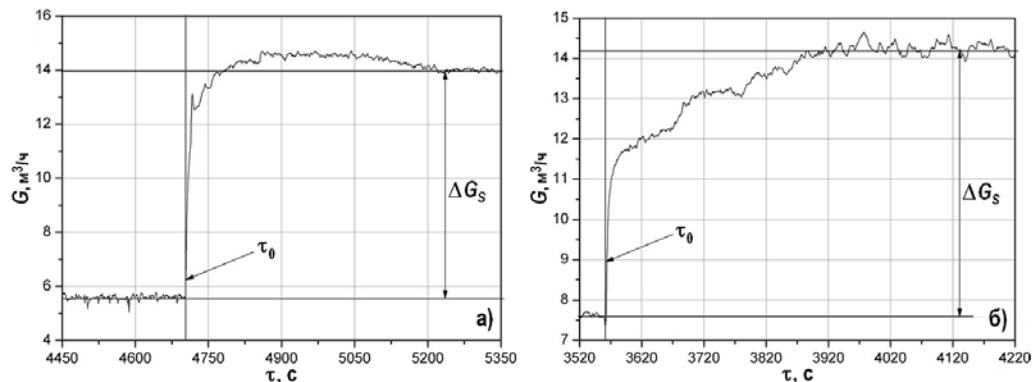


Рис. 2. Изменение расхода пара, поступающего в модель ГЕ-2, при подаче воды: а) – эксперимент №1 ($C_{N2}=10\%$); б) – эксперимент №2 ($C_{He}=10\%$); τ_0 – начало подачи струи воды; ΔG_s – приращение расхода пара за счет конденсации

Как показано на рисунке, в момент времени τ_0 расход пара увеличивается и выходит на новый уровень. Величина изменения расхода пара с начального до нового уровня ΔG_s определяется в конце режима после стабилизации параметров.

При проведении экспериментов подача воды осуществлялась после выравнивания температурного поля по высоте модели гидроемкости. Изменение температуры стенки по высоте модели гидроемкости второй ступени для различных режимов (непосредственно перед началом подачи струи жидкости) показано на рис. 3.

Из показаний термопар, приведенных на рис. 3а, видно, что более быстрое снижение температуры парогазовой смеси происходит внизу гидроемкости. Это связано с тем, что азот имеет большую плотность по сравнению с водяным паром, что приводит к его накоплению в нижней части бака. Противоположная картина наблюдается на рис. 3б. Гелий, имеющий меньшую плотность по сравнению с паром, при первой накачке скапливается в верхней части модели ГЕ-2, снижая температуру среды на входе в емкость.

При дальнейшей накачке происходит перераспределение гелия в объеме модели гидроемкости, что приводит к равномерному снижению температуры среды по высоте модели ГЕ-2. Изменение температуры стенки по высоте модели ГЕ-2 в опытах №3 и №4 аналогично тому, что показано на рис. 3а.

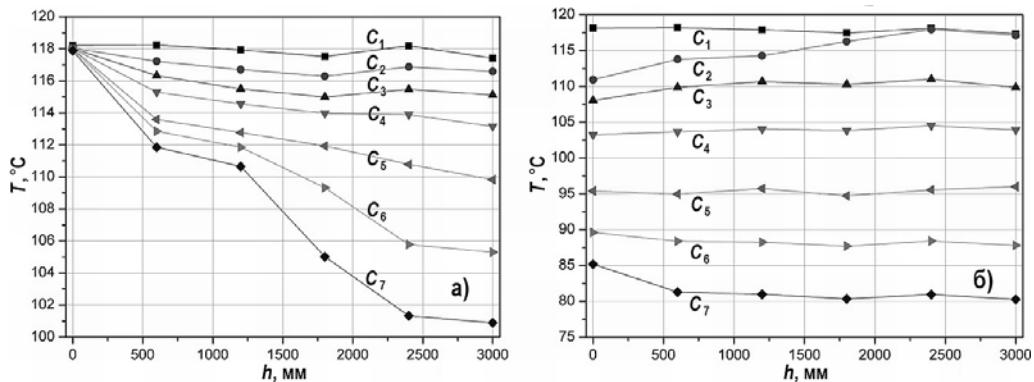


Рис. 3. Изменение температуры стенки по высоте модели ГЕ-2: а) – эксперимент №1 (N_2); б) – эксперимент №2 (He); h – расстояние от верхней крышки гидроемкости; C_1 – C_7 – средние массовые концентрации газов в паре ($C_1 = 0\%$, $C_2 = 5\%$, $C_3 = 10\%$, $C_4 = 15\%$, $C_5 = 25\%$, $C_6 = 35\%$, $C_7 = 45\%$)

Для анализа результатов исследований был введен безразмерный комплекс $\Delta G_{s0}/G_w$, где ΔG_{s0} – приращение расхода пара только за счет конденсации на струе, учитывающее тот факт, что часть пара конденсируется на трубке, через которую подается недогретая жидкость; G_w – расход воды, подающейся из напорного бака. Введенный комплекс характеризует интенсивность конденсации пара. Для учета влияния паразитного нагрева трубы на основной линии подачи воды в объем емкости ГЕ-2 были установлены две термопары: одна перед входом в бочку, другая за 10 мм до среза трубы, по которой поступала вода. По показаниям данных термопар определялась величина паразитной конденсации пара на трубке. Погрешность результатов эксперимента, которая складывалась из методической и инструментальной погрешностей, не превышала 10%.

Полученная зависимость безразмерного комплекса $\Delta G_{s0}/G_w$ от концентрации газов в паре представлена на рис. 4.

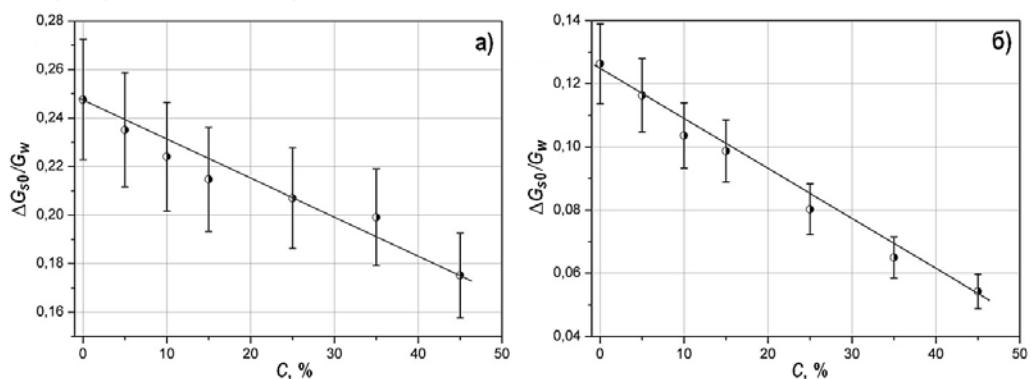


Рис. 4. Зависимость приращения расхода пара при подаче жидкости от концентрации газа в паре: а) – эксперимент №1(N_2); б) – эксперимент №2 (He); $\Delta G_{s0}/G_w$ – безразмерный комплекс; C – средняя массовая концентрация газа в паре

Как видно из рисунка, по мере увеличения концентрации неконденсирующихся газов в модели гидроемкости второй ступени происходит снижение интенсивности конденсации парогазовой смеси на струе недогретой жидкости. При увеличении средних массовых концентраций неконденсирующихся газов в модели гидроемкости ГЕ-2 до 45% в эксперименте №1 с азотом (рис. 4а) значение безразмерного комплекса $\Delta G_{s0}/G_w$ сни-

зилось на ~29%, а в эксперименте №2 с гелием (рис. 4б) $\Delta G_{s0}/G_w$ снизилось значительно больше – на 57%.

Помимо экспериментов с различным составом парогазовой смеси на стенде проводились исследования, целью которых было определение влияния давления среды в модели ГЕ-2 на эффективность контактной конденсации пара из ПГС при постоянной температуре подаваемой жидкости. На рисунке 5 показана зависимость безразмерного комплекса $\Delta G_{s0}/G_w$ от концентрации газа в паре для двух различных давлений – 0,2 и 0,3 МПа.

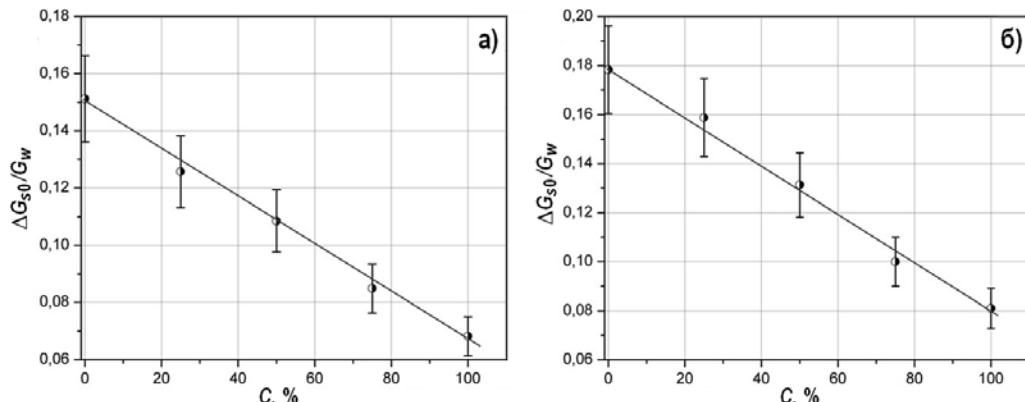


Рис. 5. Зависимость приращения расхода пара при подаче жидкости от концентрации азота в паре: а) – эксперимент №3 (давление 0,2 МПа); б) – эксперимент №4 (давление 0,3 МПа); $\Delta G_{s0}/G_w$ – безразмерный комплекс; C – средняя массовая концентрация азота в паре

Было установлено, что в исследованном диапазоне параметров изменение давления (температуры среды) в объеме модели гидроемкости второй ступени при фиксированной температуре поступающей воды не оказывает значительного влияния на интенсивность контактной конденсации пара из парогазовой смеси. Видно, что снижение значения $\Delta G_{s0}/G_w$ в двух экспериментах составило ~45%.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для проведения исследований по оценке влияния неконденсирующихся газов на контактную конденсацию пара при работе пассивных систем безопасности ВВЭР в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» была создана экспериментальная установка, на которой были проведены эксперименты с использованием парогазовых смесей, содержащих азот или гелий.

Результаты экспериментов свидетельствуют о том, что при увеличении средних массовых концентраций неконденсирующихся газов в объеме модели гидроемкости системы ГЕ-2 до 45% в экспериментах с азотом интенсивность конденсации снижается на ~29%, а в эксперименте с гелием – на ~57%.

Из полученных данных следует, что присутствие в объеме гидроемкостей второй ступени неконденсирующихся газов снижает интенсивность контактной конденсации пара из парогазовой смеси на струях и каплях недогретой жидкости тем больше, чем легче газ, находящийся в парогазовой смеси. Гелий, имея меньшую плотность по сравнению с водяным паром, не только заполняет собой верхнюю часть объема гидроемкости, но и распределяется по всей высоте, препятствуя конденсации пара на струе. Азот, будучи тяжелее водяного пара, скапливается в нижней части гидроемкости ГЕ-2, незначительно препятствуя процессам конденсации пара на поступающей струе жидкости.

Анализ результатов экспериментов показал, что в исследованном диапазоне параметров, характерном для работы пассивных систем безопасности ($P = 0,2 – 0,3$ МПа),

изменение давления пара в объеме модели гидроемкости второй ступени при фиксированной температуре поступающей жидкости не оказывает значительного влияния на интенсивность контактной конденсации пара из парогазовой смеси.

Литература

1. Калякин С.Г., Сорокин А.П., Пивоваров В.А., Помелько Р.С., Селиванов Ю.Ф., Морозов А.В., Ремизов О.В. Экспериментальные исследования теплофизических процессов в обоснование безопасности ВВЭР нового поколения // Атомная энергия. – 2014. – Т. 116. – Вып. 4. – С. 241-246.
2. Морозов А.В. Теплогидравлическое обоснование работоспособности системы пассивного залива активной зоны реактора ВВЭР: автореф. дис. канд. техн. наук. – Обнинск, 2004.
3. Морозов А.В., Ремизов О.В. Экспериментальное обоснование проектных функций дополнительной системы пассивного залива активной зоны реактора ВВЭР // Теплоэнергетика. – 2012. – № 5. – С. 22-27.
4. Лукьянов А.А., Зайцев А.А., Морозов А.В., Попова Т.В., Ремизов О.В., Цыганок А.А., Калякин Д.С. Расчетно-экспериментальное исследование влияния неконденсирующихся газов на работу модели парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме при запроектной аварии // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 4. – С. 172-182.
5. Maltsev M. Additional information on modern VVER Gen III technology // Proceedings of OECD/NEA Workshop on Innovations in Water-cooled Reactor Technologies, Paris, France, February 11-12, 2015.
6. Беркович В.М., Таранов Г.С., Калякин С.Г., Ремизов О.В., Морозов А.В. Разработка и обоснование технологии удаления неконденсирующихся газов для обеспечения работоспособности системы пассивного отвода тепла // Атомная энергия. – 2006. – Т. 100. – Вып. 1. – С. 13-19.
7. Kopytov I.I., Kalyakin S.G., Berkovich V.M., Morozov A.V., Remizov O.V. Experimental investigation of non-condensable gases effect on Novovoronezh NPP-2 steam generator condensation power under the condition of passive safety systems operation // Proceedings of the 17-th International Conference on Nuclear Engineering 2009, ICONE17. – Brussels, 2009. – PP. 735-743.
8. Исаченко В.П. Теплообмен при конденсации. – М.: Энергия, 1977.
9. Кутателадзе С.С. Теплопередача при конденсации и кипении. – М.: Машгиз, 1952.
10. Левич В.Г. Физико-химическая гидродинамика. – М.: Государственное издательство физико-математической литературы, 1959.
11. E. Kulic, E. Rhodes. Heat transfer rate to moving droplets in air/steam mixtures // Proceedings of 6-th International Heat Transfer Conference. – Toronto, 1978. – Vol. 1. – PP. 469-474.
12. Прандтль Л. Гидроаэромеханика. – Ижевск: НИЦ «Регулярная и хаотическая динамика», 2000.
13. Иванов В.И. Теплоотдача при конденсации пара на сплошных струях жидкости в конденсаторах смешивающего типа: автореф. дис. канд. техн. наук. – Санкт-Петербург, 1993.
14. Берман Л.Д., Гордон Б.Г., Богдан С.Н. Теплоотдача от паровоздушной смеси к диспергированной водяной струе в ограниченном объеме // Теплоэнергетика. – 1981. – № 12. – С. 38-42.
15. E. Porcheron, P. Lemaitre, A. Nuboer, V. Roshas, J. Vendel. Experimental investigation in the TOSQAN facility of heat and mass transfers in a spray for containment application // Nuclear Engineering and Design. – 2007. – Vol. 237. – PP. 1862-1871.
16. M. Takahashi, A. K. Nayak, H. Murakoso, S. Kitagawa. Study on vapor condensation heat transfer on liquid spray // Proceedings of 7th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE-7481. Tokyo, Japan, April 19-23, 1999.
17. Морозов А.В., Сахипгареев А.Р. Исследование влияния процессов конденсации пара из парогазовой смеси на струе жидкости на работу парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме // ВАНТ. Сер.: Ядерно-реакторные константы. – 2016. – № 3. – С. 100-110.
18. Berkovich V.M., Peresadko V.G., Taranov G.S., Remizov O.V., Morozov A.V., Tsyanok A.A., Kalyakin D.S. Experimental study on Novovoronezh NPP-2 steam generator model

condensation power in the event of the beyond design basis accident // Proceedings of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants 2010, ICAPP 2010. – San Diego, CA, 2010. – PP. 186-192.

19. Морозов А.В., Ремизов О.В. Экспериментальное исследование работы модели парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме // Теплоэнергетика. – 2012. – №5. – С. 16-21.

Поступила в редакцию 17.03.2016 г.

Авторы

Морозов Андрей Владимирович, ведущий научный сотрудник, доктор техн. наук
E-mail: sas@ippe.ru

Сахипгареев Азамат Радикович, аспирант
E-mail: asakhipgareev@ippe.ru

UDC 621.039.58:536.423.4

EXPERIMENTAL ESTIMATION OF THE EFFECT OF CONTACT CONDENSATION OF STEAM-GAS MIXTURE ON THE VVER PASSIVE SAFETY SYSTEMS OPERATION

Morozov A.V., Sakhipgareev A.R.

JSC «SSC RF-IPPE»
1 Bondarenko sq., Kaluga reg., Odninsk, 249033 Russia

ABSTRACT

The paper presents the results of experimental study of the effect of contact condensation of steam-gas mixture on the operation of VVER passive safety systems and the steam generator in emergency condensing mode. The contact condensation takes place when subcooled fluid is supplied in the accumulator tank of VVER reactor facility passive core flooding system (the HA-2 system) in the presence of non-condensable gases. Water supplied to the second stage of hydro accumulators can be used for increasing the operating time of the VVER steam generator in the emergency condensing mode and ensuring longer core cooling. Low liquid outlet velocity (less than 1 m/sec), necessitated to ensure safety systems operation in passive mode constitutes the distinguishing feature of the investigated processes.

The experiments were performed on the test facility with the parameters specific to the primary circuit of the reactor facility within 24 hours after the accident initiation for different concentrations of gas in the steam-gas mixture. Nitrogen and helium, which replaces hydrogen, were used as the non-condensable gases. It was established as the result of the experiments that the increase of concentration of non-condensable gas in the volume the HA-2 hydro accumulator model up to 45% leads to the reduction of intensity of contact condensation of steam from the steam-gas mixture by ~29% in the experiment with nitrogen and by ~57% in the experiment with helium. The obtained experimental data can be used for numerical simulation of emergency processes in the VVER reactor facility during operation of passive safety systems taking into account the removal of steam-gas mixture from steam generator by supplying the subcooled liquid jet into the volume of second stage HA-2 accumulator tanks.

Key words: VVER, steam generator, condensation mode, contact condensation, non-condensable gases, steam-gas mixture.

REFERENCES

1. Kalyakin S.G., Sorokin A.P., Pivovarov V.A., Pometko R.S., Selivanov Yu.F., Morozov A.V., Remizov O.V. Eksperimentalnye issledovaniya teplofizicheskikh protsessov v obosnovanie bezopasnosti VVER novogo pokoleniya [Experimental studies of the thermal physical processes in justification of safety of the new generation of VVER]. *Atomnaya Energiya*. 2014, v. 116, no. 4, pp. 241-246 (in Russian).
2. Morozov A.V. Teplogidravlicheskie obosnovanie rabotosposobnosti sistemy passivnogo zaliva aktivnoj zony reaktora VVER. Diss. kand. tekhn. nauk [Thermohydraulic substantiation of the operation of passive core flooding system of the VVER reactor. Cand. tech. sci. diss.]. Obninsk, 2004. 159 p. (in Russian).
3. Morozov A.V., Remizov O.V. Eksperimentalnoe obosnovanie proektnykh funktsiy dopolnitelnoy sistemy passivnogo zaliva aktivnoy zony reaktora VVER [Experimental substantiation of the design features of passive core flooding system of the VVER reactor]. *Teploenergetika*. 2012, no. 5, pp. 22-27 (in Russian).
4. Lukyanov A.A., Zaitsev A.A., Morozov A.V., Popova T.V., Remizov O.V., Tsygankok A.A., Kalyakin D.S. Raschetno-eksperimentalnoe issledovanie vliyaniya nekondensiruyushchikhsya gazov na rabotu modeli parogeneratora VVER v kondensatsionnom rezhime pri zaproektnoy avarii [Numerical and experimental investigation of the effect of non-condensable gases on the VVER steam generator model operation in condensing mode during beyond design basis accident]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2010, no. 4, pp. 172-182 (in Russian).
5. Maltsev M. Additional information on modern VVER Gen III technology. Proceedings of OECD/NEA Workshop on Innovations in Water-cooled Reactor Technologies, Paris, France, February 11-12, 2015.
6. Berkovich V.M., Taranov G.S., Kalyakin S.G., Remizov O.V., Morozov A.V. Razrabotka i obosnovanie tekhnologii udaleniya nekondensiruyushchikhsya gazov dlya obespecheniya rabotosposobnosti sistemy passivnogo otvoda tepla [The development and substantiation of technology for removal of non-condensable gases to ensure operability of the passive heat removal system]. *Atomnaya Energiya*. 2006, v. 100, no. 1, pp. 13-19 (in Russian).
7. Kopytov I.I., Kalyakin S.G., Berkovich V.M., Morozov A.V., Remizov O.V. Experimental investigation of non-condensable gases effect on Novovoronezh NPP-2 steam generator condensation power under the condition of passive safety systems operation. Proceedings of the 17-th International Conference on Nuclear Engineering 2009, ICONE17. Brussels, 2009, pp. 735-743.
8. Isachenko V.P. Teploobmen pri kondensatsii [Heat transfer in the condensation]. Moscow. Energiya Publ., 1977, 240 p. (in Russian).
9. Kutateladze S.S. Teploperedacha pri kondensatsii i kipenii [Heat transfer in the condensation and boiling]. Moscow. Mashgiz Publ., 1952, 234 p. (in Russian).
10. Levich V.G. Fiziko-khimicheskaya gidrodinamika [Physical and chemical hydrodynamics]. Moscow. Gosudarstvennoe izdatelstvo fiziko-matematicheskoy literatury Publ., 1959. 700 p. (in Russian).
11. E. Kulic, E. Rhodes. Heat transfer rate to moving droplets in air/steam mixtures. Proceedings of 6-th International Heat Transfer Conference, Toronto, 1978, v.1, pp. 469-474.
12. Prandtl L. Gidroaeromehanika [Aerohydromechanics]. Izhevsk, NITS «Regulyarnaya i khaoticheskaya dinamika» Publ., 2000. 576 p. (in Russian).
13. Ivanov V.I. Teplootdacha pri kondensatsii para na sploshnykh struyakh zhidkosti v kondensatorakh smeshivayuscheego tipa. Diss. kand. tekhn. nauk [Heat transfer in the steam condensation on the continuous liquid jets in the condensers of the mixing type. Cand. tech. sci. diss.]. Saint Petersburg, 1993. 177 p.
14. Berman L.D., Gordon B.G., Bogdan S.N. Teplootdacha ot parovozdushnoy smesi k dispergirovannoy vodyanoy strue v ogranicennom ob"yome [Heat transfer from the steam-air mixture to the dispersed water jet within a limited volume]. *Teploenergetika*. 1981, no. 12, pp. 38-42 (in Russian).
15. E. Porcheron, P. Lemaitre, A. Nuboer, V. Roshas, J. Vendel. Experimental investigation in the TOSQAN facility of heat and mass transfers in a spray for containment application.

Nuclear Engineering and Design. 2007, v. 237, pp. 1862-1871.

16. M. Takahashi, A.K. Nayak, H. Murakoso, S. Kitagawa. Study on vapor condensation heat transfer on liquid spray. Proceedings of 7-th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE-7481. Tokyo, Japan, April 19-23, 1999.
17. Morozov A.V., Sakhipgareev A.R. Study of the effect of steam condensation from the steam-gas mixture on the liquid jet on VVER steam generator operation in condensation mode. *VANT. Ser.: «Nuclear and reactor constants».* 2016, no. 3, pp. 100-110 (in Russian).
18. Berkovich V.M., Peresadko V.G., Taranov G.S., Remizov O.V., Morozov A.V., Tsyganok A.A., Kalyakin D.S. Experimental study on Novovoronezh NPP-2 steam generator model condensation power in the event of the beyond design basis accident. Proceedings of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants 2010, ICAPP 2010. San Diego, CA, 2010, pp. 186-192.
19. Morozov A.V., Remizov O.V. Eksperimentalnoe issledovanie raboty modeli parogeneratora VVER v kondensatsionnom rezhime [Experimental study of the model of the VVER steam generator in condensation mode]. *Teploenergetika.* 2012, no. 5, pp. 16-21 (in Russian).

Authors

Morozov Andrej Vladimirovich, Principal Researcher, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: sas@ippe.ru

Sakhipgareev Azamat Radikovich, PhD Student
E-mail: asakhipgareev@ippe.ru

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕПЛОМАССООБМЕННЫХ ПРОЦЕССОВ ПРИ РАБОТЕ ПАРОГЕНЕРАТОРА ВВЭР В АВАРИЙНОМ КОНДЕНСАЦИОННОМ РЕЖИМЕ

А.С. Шлёткин, А.В. Морозов, Д.С. Калякин, А.С. Сошкина

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского»

249033, г. Обнинск, Калужской обл., пл. Бондаренко, 1



Для оценки работоспособности парогенератора ВВЭР и исследования влияния начальных условий аварии на процессы теплообмена в трубном пучке парогенератора в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» был сооружен стенд «ГЕ2М-ПГ». На нем были проведены опыты с наличием и отсутствием отвода парогазовой смеси из холодного коллектора парогенератора (ПГ). На первом этапе экспериментов изучалась работоспособность модели парогенератора в конденсационном режиме при различных концентрациях неконденсирующихся газов в паре на входе в модель ПГ и расходе отвода парогазовой смеси из холодного коллектора. На втором этапе экспериментов, без отвода парогазовой смеси, исследовалось влияние основных режимных факторов на эффективность теплообменных процессов в трубном пучке парогенератора.

Полученные результаты можно использовать для верификации расчетных кодов, используемых для расчетного моделирования аварийных процессов в реакторной установке ВВЭР.

Ключевые слова: ВВЭР, парогенератор, пассивные системы безопасности, система пассивного отвода тепла, неконденсирующиеся газы, парогазовая смесь.

ВВЕДЕНИЕ

Главной инновацией в области обеспечения безопасности новых проектов реакторов ВВЭР является совместное использование активных и новых пассивных систем безопасности [1]. В число таких систем входят система пассивного залива активной зоны из гидроемкостей второй ступени (ГЕ-2) и система пассивного отвода тепла (СПОТ) [2].

Задача СПОТ состоит в длительном отводе остаточных тепловыделений от активной зоны реактора путем перевода горизонтальных парогенераторов (ПГ) в работу в режиме конденсации пара первого контура, поступающего в трубчатку ПГ из реактора, чем обеспечивается подпитка активной зоны [3, 4].

В СПОТ используются воздушные теплообменники [5], позволяющие отводить практически неограниченное количество энергии, однако время работы системы не является бесконечным и ограничивается снижением конденсационной мощности парогенератора, вызванным накоплением в трубном пучке ПГ неконденсирующихся газов, посту-

© А.С. Шлёткин, А.В. Морозов, Д.С. Калякин, А.С. Сошкина, 2017

пающих из реактора и сосудов гидроемкостей первой ступени [6].

Конденсационная мощность парогенератора поддерживается благодаря наличию ряда факторов. Во-первых, в ходе протекания аварийного процесса происходит отвод парогазовой смеси (ПГС) из холодного коллектора парогенератора в объем сосудов ГЕ-2 по мере их опустошения [7]. Во-вторых, в самом парогенераторе протекают процессы, способствующие поддержанию работы ПГ в конденсационном режиме за счет наличия связи между температурным напором между контурами, накоплением неконденсирующихся газов в трубном пучке и расходом в ПГ [8].

Процесс конденсации пара в многорядных теплообменниках в присутствии неконденсирующихся газов достаточно подробно исследован применительно к различным ПСБ [9 – 14]. Однако СПОТ РУ ВВЭР имеет существенные отличия от однотипных систем. Кроме того, рассчитать аналитическим путем влияние газов на теплообмен между I и II контурами в случае двойного фазового перехода и конденсации пара в горизонтальном многорядном трубном пучке достаточно сложно [15]. Поэтому в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» для обоснования работоспособности ПГ в конденсационном режиме был сооружен стенд ГЕ2М-ПГ [16].

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ УСТАНОВКА «ГЕ2М-ПГ»

Стенд ГЕ2М-ПГ является крупномасштабной экспериментальной установкой, предназначеннной для исследования работоспособности пассивных систем безопасности, входящих в проекты реакторов ВВЭР нового поколения [17]. На рисунке 1 показана принципиальная технологическая схема стенда.

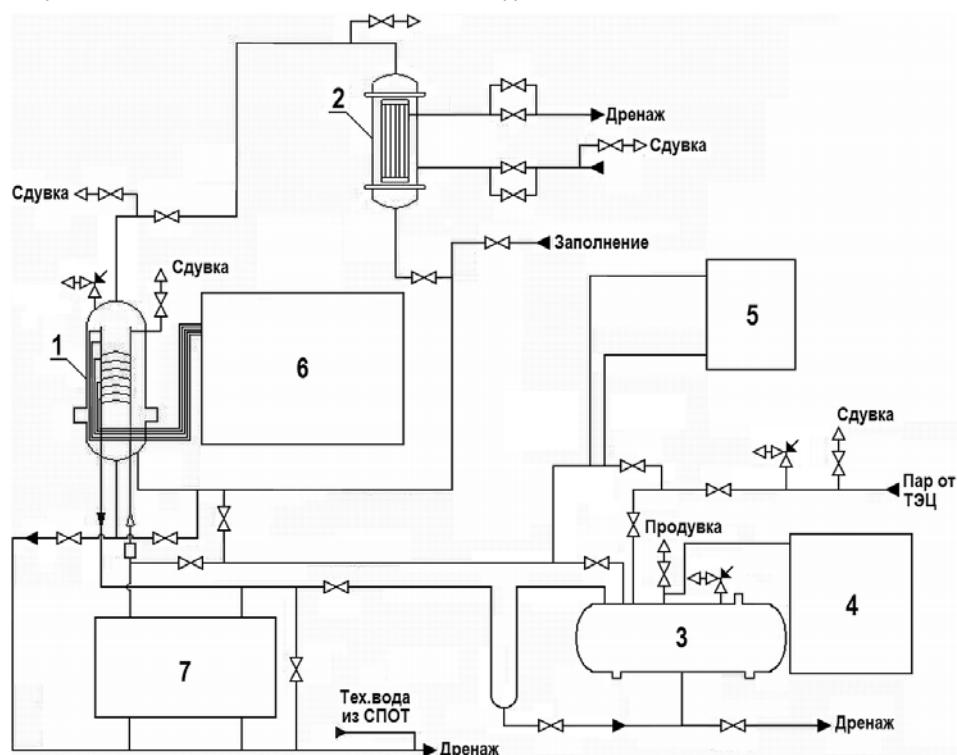


Рис. 1. Принципиальная технологическая схема стенда ГЕ2М-ПГ: 1 – модель парогенератора; 2 – модель теплообменника СПОТ; 3 – бак-аккумулятор пара; 4 – система поддержания давления контура; 5 – система подачи неконденсирующихся газов; 6 – система отвода парогазовой смеси; 7 – система сбора конденсата

В состав стенда входят модель парогенератора реактора ВВЭР, бак-аккумулятор пара с системой подачи пара от ТЭЦ, модель теплообменника СПОТ. Основное оборудование

стенда связано между собой трубопроводами и оснащено запорно-отсечной арматурой. Высотные отметки размещения оборудования соответствуют проектным [18].

Контрольно-измерительные приборы, установленные на стенде, позволяли при проведении опытов регистрировать такие параметры установки, как давление, температура, расход пара и технической воды.

С помощью датчика дифференциального давления Метран-100 ДД измерялся перепад давления между контурами стенда, а с помощью дифференциальной термопары – температурный напор между средами первого (на входе в трубчатку) и второго (на выходе из объема межтрубного пространства) контуров. Модель парогенератора была оснащена более чем 100 кабельными термопарами с диаметром 1,0 мм, позволяющими контролировать параметры сред первого и второго контуров стенда. Регистрация давления по контурам стенда выполнялась с помощью пьезорезисторных датчиков избыточного давления Метран-100-ДИ (класс точности 0,1). Частота опроса измерительных каналов системы сбора составляла один опрос в секунду.

МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Задача исследования состояла в изучении процессов конденсации пара в модели ПГ в присутствии неконденсирующегося газа. Эксперименты по исследованию работы модели ПГ в конденсационном режиме были выполнены при рабочем давлении первого контура 0,3 – 0,37 МПа, которое соответствует давлению в реакторной установке для сценария запроектной аварии с разрывом главного циркуляционного трубопровода. Значение конденсационной мощности выбиралось исходя из расчетной характеристики теплообменника СПОТ при заданном давлении [19].

Эксперименты на крупномасштабном стенде ГЕ2М-ПГ выполнялись по следующей методике. В начале эксперимента проводился последовательный прогрев паром бак-аккумулятора, модели ПГ, модели теплообменника СПОТ, а также трубопроводов, образующих первый и второй контуры стенда. Прогрев стенда происходил до установления в контурах стенда стационарных параметров среды: давление первого контура равно давлению подаваемого на стенд пара, его значение должно быть больше чем давление второго контура, температура первого контура равна температуре насыщения пара. Равномерное тепловое поле по высоте объема котловой воды ПГ и стабильность давлений в первом и втором контурах стенда служили определяющими показателями прогрева стенда [20]. Одновременно, с целью недопущения наличия в контурах паровоздушной смеси открытием соответствующих продувочных вентилей обеспечивался отвод воздуха из трубопроводов и основного оборудования стенда. Далее с помощью арматуры на контуре технической воды устанавливались необходимые значения конденсационной мощности ПГ и давления среды в контурах стенда. После перехода стенда в стационарный режим начиналась запись параметров с помощью системы сбора.

В соответствии со сценарием эксперимента на вход модели ПГ начиналась подача неконденсирующегося газа. Если методикой эксперимента был предусмотрен отвод парогазовой смеси из трубчатки ПГ, то одновременно обеспечивался соответствующий расход из холодного коллектора ПГ.

Концентрация неконденсирующегося газа в паре, поступавшего в модель ПГ, определялась исходя из расчетных данных по газогенерации в первом контуре реальной АЭС для двух сценариев запроектной аварии. Для одного из экспериментов был принят наиболее консервативный вариант, т.е. учитывалось влияние растворенного в воде сосудов системы ГЕ-1 азота. Во втором случае постулировалось истечение теплоносителя, поступившего из баков гидроемкостей первой ступени вместе с растворенными в нем газами, в защитную оболочку через сечение разрыва. В экспериментах использовались азот и гелий, заменяющий водород при сохранении мольной концентрации газов.

Расход отводимой парогазовой смеси соответствовал расходной характеристике парогазовой смеси из холодного коллектора ПГ в объем баков ГЕ-2 с учетом масштаба стенда. Расход ПГС в объем гидроемкостей второй ступени определялся ступенчатой расходной характеристикой системы ГЕ-2 [21].

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

В ходе исследований на установке был проведен ряд экспериментов в два этапа: с наличием и отсутствием отвода ПГС из холодного коллектора парогенератора.

Задачей первой серии экспериментов являлось изучение работоспособности парогенератора в конденсационном режиме при подаче различного количества неконденсирующихся газов и наличия сдувки из холодного коллектора ПГ. Главным параметром, определяющим работоспособность парогенератора, являлась его конденсационная мощность. Основные исходные параметры первого этапа опытов приведены в табл. 1.

Таблица 1

Основные параметры первого этапа опытов

Номер опыта	C_{N_2} , г/кг пара	C_{He} , г/кг пара	C_3 , г/кг пара	Расход отвода ПГС, л/с
1	2,1	0,04	2,4	0,217
2	0,12	0,053	0,54	0,217
3	0,12	0,041	0,45	0,217
4	0,11	0,042	0,44	0,217
5	0,41	0	0,41	0,217
6	2,1	0,043	2,4	0,163

Для учета различия в составе газов, поступающих на вход модели ПГ, в опытах была введена эквивалентная концентрация C_3 , позволяющая оценить совокупное влияние азота и гелия на процессы в парогенераторе.

На рисунке 2 представлено изменение конденсационной мощности модели парогенератора в опыте №1 с наибольшей эквивалентной концентрацией неконденсирующихся газов.

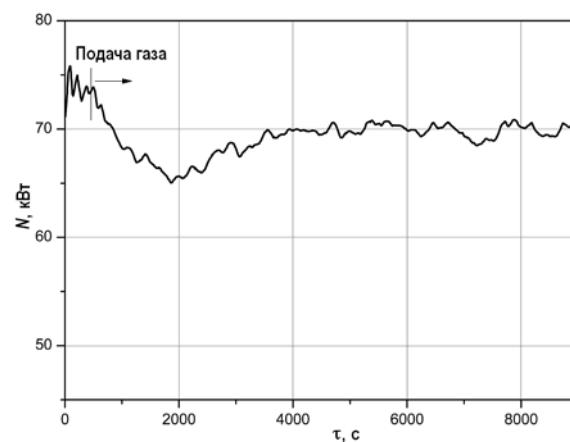


Рис. 2. Эксперимент №1. Изменение конденсационной мощности модели парогенератора

Как видно из рисунка, в ходе эксперимента после подачи газа отмечалось снижение мощности модели парогенератора, вызванное ухудшением условий конденсации пара. После достижения минимума мощность начинает возрастать и после завершения переходного периода стабилизируется на значении 93% от начальной. Это связано с нали-

чием температурного напора при работе СПОТ – в результате уменьшения количества сконденсированного пара происходит падение температуры среды второго контура, что влечет за собой увеличение температурного напора между контурами, которое, в свою очередь, приводит к росту конденсационной мощности парогенератора.

Из-за различий в начальных значениях мощностей модели ПГ в экспериментах для сравнения результатов была использована относительная конденсационная мощность N/N_0 , которая представляет собой отношение текущей конденсационной мощности к начальной. На рисунке 3 изображена зависимость относительной конденсационной мощности от концентраций газов в экспериментах № 1 – 5. На рисунке 3а изображено отношение конденсационной мощности после подачи газа к ее начальному значению в каждом из опытов. На рисунке 3б показаны концентрации азота, гелия в смеси, поступающей на вход в модель ПГ, а также их эквивалентные концентрации в каждом эксперименте.

Как видно из рисунка, отличия между значениями относительной конденсационной мощности в различных опытах, имеющих близкие эквивалентные концентрации неконденсирующихся газов на входе в модель ПГ, не превышают значения погрешности приборов измерения. Однако, как видно из сравнения экспериментов № 1 и № 2 – 5, при увеличении эквивалентной концентрации газов с ~0,47 до ~2,5 г/кг N/N_0 уменьшалось с ~0,93 до ~0,83. Эксперименты № 4 и № 5 были проведены при различных соотношениях неконденсирующихся газов в смеси, поступающей на вход модели парогенератора. В опыте № 5 полностью отсутствовал гелий, а значение концентрации азота было заметно больше чем в опыте № 4. Таким образом, из анализа полученных результатов можно сделать вывод о том, что конденсационная мощность парогенератора, в первую очередь, зависит от суммарной концентрации поступающих в модель ПГ неконденсируемых газов, в то время как их соотношение в парогазовой смеси не оказывает заметного влияния на конденсационную мощность ПГ в исследованном диапазоне параметров.

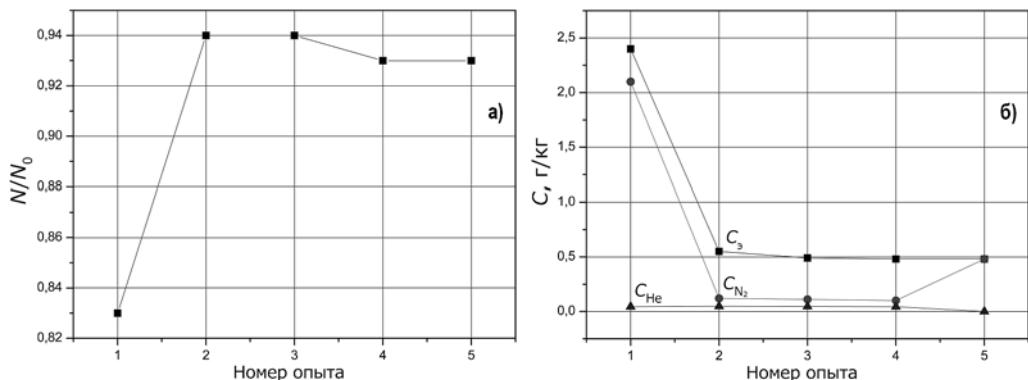


Рис. 3. Изменение относительной конденсационной мощности модели ПГ при изменении концентрации и состава неконденсирующихся газов: а) – значение относительной конденсационной мощности парогенератора в опытах; б) – значения концентраций азота, гелия и их эквивалентной концентрации на входе в модель ПГ

Для исследования влияния величины отвода ПГС на работоспособность ПГ на стенде был проведен дополнительный опыт №6, в котором концентрация неконденсирующихся газов была равна значению в опыте №1, а расход сдувки был уменьшен на 25%. На рисунке 4 представлена зависимость конденсационной мощности от расхода отвода ПГС из холодного коллектора ПГ.

Как видно из рисунка, при уменьшении отвода ПГС с 0,217 до 0,163 л/с, итоговая мощность модели ПГ (в стационарном режиме) снижалась с ~83 до ~56% от начальной на чистом паре. Таким образом, отвод парогазовой смеси из холодного коллектора парогенератора имеет важное значение для поддержания его конденсационной мощности.

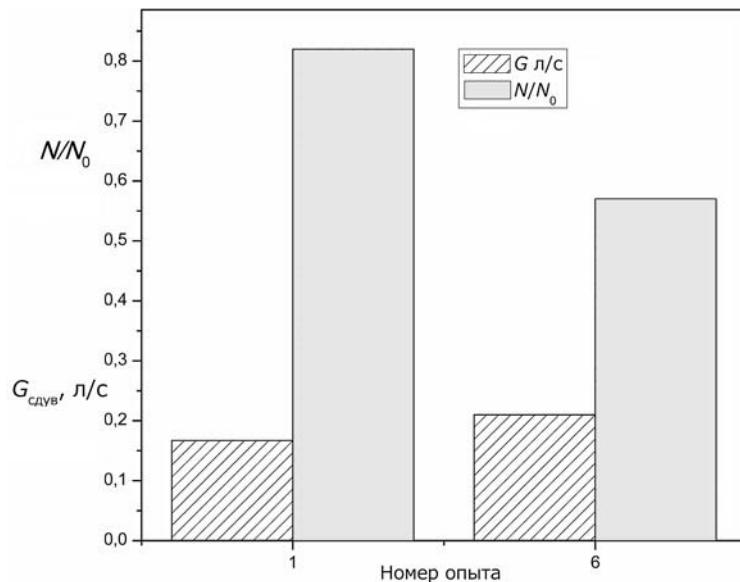


Рис. 4. Изменение относительной конденсационной мощности парогенератора при уменьшении отвода ПГС

Для более детального исследования процессов конденсации пара в присутствии неконденсирующихся газов и для получения результатов для верификации расчетных кодов был проведен второй этап экспериментов без отвода парогазовой смеси. Диапазон концентраций неконденсирующихся газов, поступающих в парогенератор, был расширен за счет добавления значений концентраций, характерных для окончания первых суток аварийного процесса, а также соответствующих возникновению возможной локальной пароциркониевой реакции в активной зоне. Основные исходные параметры второго этапа опытов приведены в табл. 2.

Таблица 2

Основные параметры второго этапа опытов

Номер опыта	$C_{\text{N}_2}, \text{г/кг пара}$	$C_{\text{He}}, \text{г/кг пара}$	$C_3, \text{г/кг пара}$
7	2,1	0,05	2,4
8	0	0,3	2,1
9	0,02	0,0032	0,046
10	0	1,0	7,0

На рисунке 5 представлено изменение во времени конденсационной мощности модели парогенератора в одном из опытов.

Как видно из рисунка, в случае отсутствия сдувки газов мощность ПГ непрерывно снижалась и к 6000 секунде достигла значения ~32% от начальной. В то же время в эксперименте №1 с отводом ПГС, имеющим схожие значения концентрации неконденсирующихся газов в паре, за 14000 с мощность парогенератора не упала ниже ~93% от начальной, что еще раз подтверждает важное значение отвода ПГС для поддержания конденсационной мощности ПГ. Резкое падение конденсационной мощности, наблюдавшееся на первом этапе опыта, было связано с замещением в объеме трубчатки ПГ чистого пара на парогазовую смесь, а также с кратковременной блокировкой неконденсирующимися газами сечения подводящего паропровода.

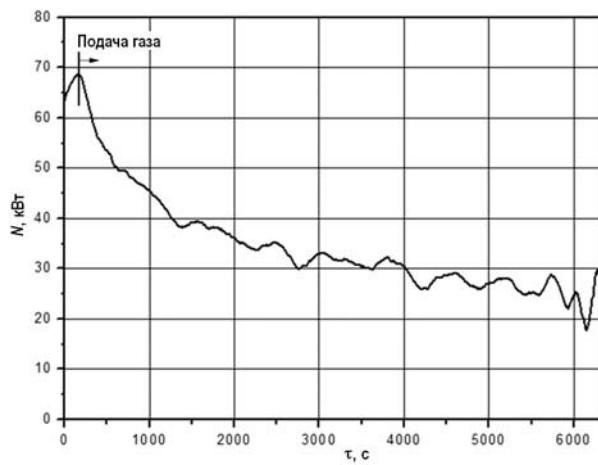


Рис. 5. Эксперимент №7. Изменение конденсационной мощности модели парогенератора

Рассчитать аналитическим путем влияние газов на теплообмен между I и II контурами в случае двойного фазового перехода и конденсации пара в горизонтальном многорядном трубном пучке довольно сложно. Поэтому для изучения процессов теплопередачи было проанализировано изменение в экспериментах ΔT – температурного перепада между средами первого и второго контуров. Данный показатель был выбран для анализа исходя из следующих соображений. В результате накопления неконденсирующихся газов уменьшается коэффициент теплоотдачи, вызывая снижение расхода пара в трубчатку парогенератора, что приводит к уменьшению значения теплового потока от первого контура ко второму. По этой же причине температура второго контура снижается (за счет работы СПОТ), тем самым увеличивается температурный перепад между средами первого и второго контуров реакторной установки. Это приводит к увеличению расхода пара, поступающего в парогенератор из реактора, из чего можно сделать вывод, что уменьшение коэффициента теплоотдачи вследствие накопления неконденсирующихся газов частично компенсируется за счет увеличения ΔT между контурами. Таким образом, чем выше разница этих температур, тем большее влияние газовая смесь оказывает на процессы теплообмена в трубном пучке ПГ.

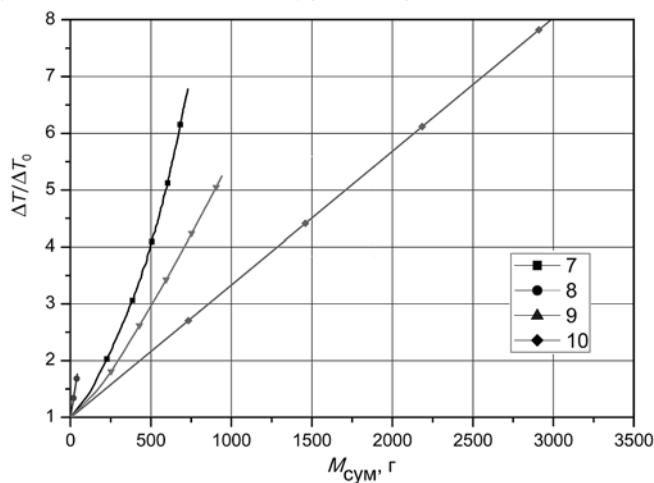


Рис. 6. Зависимость $\Delta T / \Delta T_0$ от накопленной в трубном пучке массы неконденсирующихся газов в различных экспериментах. 7 – 10 – номера экспериментов

На рисунке 6 изображена зависимость относительного температурного перепада $\Delta T / \Delta T_0$ (ΔT_0 – перепад температур между контурами в нулевой момент времени

до начала подачи неконденсирующихся газов), введенного для учета различий начальной мощности парогенератора, от суммарной массы накопленных в трубном пучке неконденсирующихся газов в различных экспериментах.

Как видно из рисунка, при одинаковой массе газов, накопленной в трубчатке парогенератора, величина $\Delta T/\Delta T_0$ имела различные значения, причем наименьший относительный перепад температур достигался в опыте № 10 с наибольшей концентрацией газов в ПГС на входе в ПГ. Это объясняется тем, что на теплообменные процессы, происходящие в парогенераторе, оказывает влияние не только масса накопленных в трубном пучке неконденсирующихся газов, но и скорость их накопления. Причина этого заключается в том, что при подаче неконденсирующихся газов наряду со снижением коэффициента теплообмена за счет «отравления» происходит рост перепада температур между контурами. Увеличение ΔT , с одной стороны, частично компенсирует эффект «отравления» ПГ, но одновременно с этим приводит к уменьшению мощности СПОТ (за счет снижения параметров второго контура). Это вызывает повышение температуры в межтрубном пространстве ПГ и снижение температурного перепада между контурами. При этом, чем выше была скорость накопления неконденсирующихся газов, тем сильнее снижалась мощность СПОТ и сильнее уменьшался температурный перепад. Данная связь имеет однозначно отрицательный эффект с точки зрения поддержания мощности парогенератора в аварийном режиме.

Из сказанного следует, что значение температурного перепада между средами первого и второго контуров зависит как от совокупной массы накопленных в трубном пучке неконденсирующихся газов, так и от скорости их накопления, определяемой мощностью парогенератора и концентрацией газов на входе в ПГ. Таким образом, для использования ΔT в качестве показателя эффективности процессов теплообмена в парогенераторе необходимо установить связь между перепадом температур между контурами, мощностью парогенератора и концентрацией неконденсирующихся газов.

Анализ экспериментальных данных показал, что относительный температурный перепад во всех экспериментах изменяется линейно, что позволяет представить зависимость для $\Delta T/\Delta T_0$ в виде

$$\Delta T/\Delta T_0 = 1 + a \cdot t, \quad (1)$$

где a – коэффициент, учитывающий влияние неконденсирующихся газов на процесс конденсации пара; t – время работы ПГ от начала поступления газов в трубчатку.

Обработка полученных экспериментальных данных позволила представить коэффициент a в виде степенной зависимости

$$a = 0,029 \cdot (M/t)^{0,72}, \quad (2)$$

где M – масса неконденсирующихся газов, накопленных в трубном пучке ПГ.

Масса газов может быть определена через расход пара на вход ПГ G и концентрацию неконденсирующихся газов в паре:

$$M = G \cdot C_3 \cdot t, \quad (3)$$

где C_3 – эквивалентная концентрация неконденсирующихся газов. Расход пара в ПГ можно представить в виде

$$G = N / r, \quad (4)$$

где N – конденсационная мощность ПГ; r – теплота парообразования.

Таким образом, подставив (4) в (3), получим выражение для M :

$$M = N \cdot C_3 \cdot t / r. \quad (5)$$

Рассматривая зависимости (2) – (5), выражение для относительного температурного перепада можно записать следующим образом:

$$\Delta T/\Delta T_0 = 1 + 0,029(N \cdot C_3 / r)^{0,72} \cdot t. \quad (6)$$

На рисунке 7 представлено сравнение экспериментальных данных с расчетными величинами $\Delta T/\Delta T_0$, полученными по формуле (6), для одного из экспериментов. Как видно из рисунка, отклонение расчетных значений от экспериментальных данных не превышает 12%, что говорит об удовлетворительном соответствии расчетной формулы и экспериментальных данных.

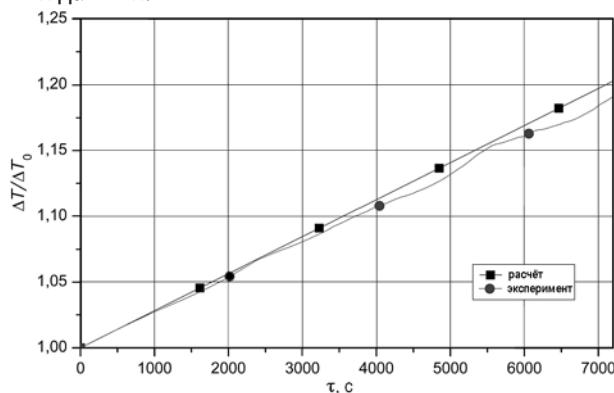


Рис. 7. Сравнение изменения относительных перепадов температур между контурами, полученных экспериментальным и расчетным путями в эксперименте №8

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На стенде ГЕ2М-ПГ были проведены эксперименты, направленные на изучение работоспособности парогенератора ВВЭР в аварийном конденсационном режиме, с отводом и без отвода парогазовой смеси из холодного коллектора.

В опытах с отводом ПГС было установлено, что конденсационная мощность парогенератора в значительной степени зависит от объемной концентрации газов в потоке пара, в то время как их соотношение в парогазовой смеси не оказывает заметного влияния на конденсационную мощность ПГ в исследованном диапазоне параметров.

Эксперименты без отвода парогазовой смеси позволили оценить степень влияния различных неконденсирующихся газов на теплообменный процесс. Установлено, что кроме непосредственного уменьшения коэффициента теплоотдачи, неконденсирующиеся газы оказывают негативное влияние на мощность СПОТ. Получена расчетная зависимость между перепадом температур между контурами, мощностью парогенератора и концентрацией неконденсирующихся газов.

Полученные результаты могут быть использованы для расчетного моделирования аварийных процессов в реакторной установке ВВЭР при работе пассивных систем безопасности.

Литература

1. Копытов И.И. Проект «АЭС-2006» – основа федеральной целевой программы «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007-2010 годы и на перспективу до 2015 года». / Сборник тезисов II Международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». – М.: ВНИИАЭС, 2008. – С. 60-65.
2. Калякин С.Г., Сорокин А.П., Пивоваров В.А., Помелько Р.С., Селиванов Ю.Ф., Морозов А.В., Ремизов О.В. Экспериментальные исследования теплофизических процессов в обоснование безопасности ВВЭР нового поколения // Атомная энергия. – 2014. – Т. 116. – Вып.4. – С. 241-246.
3. Ремизов О.В., Морозов А.В., Цыганок А.А. Теплопередача между конденсирующимся паром и кипящей водой в многорядном горизонтальном трубном пучке при естественной конвекции // Известия Академии наук. Энергетика. – 2010. – № 2. – С. 152-158.

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

4. Ильченко А.Г., Зуев А.Н., Харитонин И.Е. Исследование работы энергоблока ВВЭР-1000 в режиме естественной циркуляции теплоносителя // Вестник ИГЭУ. – 2016. – № 2. – С. 1-5.
5. Морозов А.В., Ремизов О.В. Современные разработки систем пассивного отвода тепла водоохлаждаемых реакторов. // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. – 2013. – Вып. 2. – С. 59-71.
6. Morozov A.V., Remizov O.V., Tsyanok A.A. Non-condensable gases effect on heat transfer processes between condensing steam and boiling water in heat exchanger with multirow horizontal tube bundle // Proceedings of 14-th International Heat Transfer Conference, IHTC14, 2010. – PP. 629-635.
7. Морозов А.В., Ремизов О.В. Экспериментальное обоснование проектных функций дополнительной системы пассивного залива активной зоны реактора ВВЭР // Теплоэнергетика. – 2012. – №5. – С. 22-27.
8. Морозов А.В., Шлепкин А.С. Анализ влияния режимных факторов на работу модели парогенератора ВВЭР в режиме конденсации пара // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2016. – Вып. 3. – С. 91-99.
9. Welter K.B., Bajorek S.M., Woods B., Groome J., Reyes J.N. Confirmatory testing investigating advanced passive plant thermal-hydraulics // Proceedings of 13-th International Conference on Nuclear Engineering, 2005. – PP. 256-264.
10. Gautier Al. Passive heat removal system with the «Base Operation Passive Heat Removal» strategy. Application with Primary Heat Exchangers // Proceedings of ICONE 7, 1999. – PP. 174-187.
11. Brettschuh Werner, Meseth Johann. Experimental verification of SWR 1000 passive components and systems. Proceedings of ICAPP 2007, 2007. – PP. 74-76.
12. Schmidt H. Large Scale Verification of External RPV Cooling in Case of Severe Accident// Proceedings of ICAPP'04, 2004. – PP. 564-576.
13. Huggenberger M., Aubert C., Dreier J., Fischer O., Strassberger H.J. New passive decay heat removal tests in PANDA. Proceedings of 6-th International Conference on Nuclear Engineering ICONE-6264, 1998. – PP. 301-310.
14. Безлекин В.В., Семашко С.Е., Сидоров В.Г. Иванов И.М., Затевахин М.А., Алексеев С.Б. Расчетно-экспериментальное обоснование пассивных систем в проекте ЛАЭС-2. / Сборник докладов II Международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики», Москва, ВНИИАЭС, 2008. – С. 937-942.
15. Glaeser H. Uncertainty evaluation of thermal-hydraulic code results / Proceedings of international meeting on «Best-Estimate» Methods in Nuclear Installation Safety Analysis (BE-2000). Washington, DC, 2000.
16. Морозов А.В., Шлепкин А.С. Исследование работы модели парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме при различных параметрах аварийного процесса / Труды IV Международной научно-технической конференции «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» (МНТК НИКИЭТ-2016). Москва, АО «НИКИЭТ», 2016. – С. 245-261.
17. Морозов А.В., Ремизов О.В. Экспериментальное исследование работы модели парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме // Теплоэнергетика. – 2012. – №5. – С. 16-21.
18. Berkovich V.M., Peresadko V.G., Taranov G.S., Remizov O.V., Morozov A.V., Tsyanok A.A., Kalyakin D.S. Experimental study on Novovoronezh NPP-2 steam generator model condensation power in the event of the beyond design basis accident / Proceedings of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants 2010, ICAPP 2010. San Diego, CA, 2010. – PP. 186-192.
19. Григорьев М.М., Плаксеев А.А., Подпорина Н.А. Мощностные характеристики системы пассивного отвода тепла АЭС с ВВЭР-1000 в зависимости от параметров среды в парогенераторе. / Сборник докладов VI Международного семинара по горизонтальным парогенераторам. – Подольск, 2006.
20. Kopytov I.I., Kalyakin S.G., Berkovich V.M., Morozov A.V., Remizov O.V. Experimental investigation of non-condensable gases effect on Novovoronezh NPP-2 steam generator condensation power under the condition of passive safety systems operation / Proceedings of the 17-th International Conference on Nuclear Engineering 2009, ICONE17. Brussels, 2009. – PP. 735-743.

21. Калыкин С.Г., Ремизов О.В., Морозов А.В., Юрьев Ю.С., Климанова Ю.В. Обоснование проектных функций системы пассивного залива ГЕ-2 усовершенствованного проекта АЭС с реактором ВВЭР // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2003. – № 2. – С. 94-101.

Поступила в редакцию 07.06.2016 г.

Авторы

Шлёткин Александр Сергеевич, аспирант
E-mail: alekstqel@mail.ru

Морозов Андрей Владимирович, ведущий научный сотрудник, доктор техн. наук
E-mail: sas@ippe.ru

Калыкин Дмитрий Сергеевич, старший научный сотрудник, кандидат техн. наук
E-mail: dkalyakin@ippe.ru

Сошкина Александра Сергеевна, младший научный сотрудник
E-mail: sas@ippe.ru

UDC 621.039.58:536.423.4

EXPERIMENTAL INVESTIGATION OF HEAT MASS EXCHANGE PROCESSES AT THE VVER STEAM GENERATOR IN EMERGENCY CONDENSING MODE

Shlyopkin A.S., Morozov A.V., Kalyakin D.S., Soshkina A.S.

JSC «SSC RF-IPPE»

1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

To evaluate the efficiency of the VVER steam generator and investigation of the influence of the initial conditions of the accident on the processes of heat exchange in the steam generator (SG) tube bundle, the «GE2M-PG» facility was constructed at the JSC « SSC RF-IPPE ». It was used in two series of experiments with and without removal of the steam-gas mixture (SGM) of the steam generator cold collector.

In experiments with removal of the steam-gas mixture, it was found that the condensation of the steam generator power is largely dependent on the volume of gas concentration in a vapor stream, while their ratio in the gas mixture, as well as the physical properties of the gases do not have a noticeable effect on the SG condensation power. In addition, evaluations were made of the influence of the SGM flow removal from the cold collector on the steam generator operation in condensing mode. It turned out that a decrease ~ 25% in the SGM removal of the condensing power of the steam generator is reduced by ~ 28%.

The experiments without removal of the gas-vapor mixture made it possible to assess the impact of various non-condensable gases on the heat exchange process. It has been found that, in addition to the direct reduction of the heat transfer coefficient, the non-condensable gases have a negative impact on the passive heat removal system capacity. At the same time, the higher the accumulation rate of gases, the passive heat removal system power is greatly reduced. Also, a dependency was derived of temperature differences between the circuits, the steam generator power and the concentration of non-condensable gases.

Key words: PWR, steam generators, passive safety systems, passive heat removal system, non-condensable gases, steam-gas mixture.

REFERENCES

1. Kopytov I.I. «NPP-2006» project – the basis of the federal target program «Development of the nuclear power industry of Russia in 2007-2010 and goals for the future up to 2015». Abstracts of the Second International Scientific and Technical Conference «Safety, Efficiency and Economics of Nuclear Power Industry». Moscow. VNIIAES Publ., 2008, pp. 60-65 (in Russian).
2. Kalyakin S.G., Sorokin A.P., Brewers V.A., Pometko R.S., Selivanov Y.U. Morozov A.V., Remizov O.V. Experimental research of thermal physical processes for the safety substantiation of new generation VVER. *Atomnaya energiya*. 2014, v. 116, iss. 4, pp. 241-246 (in Russian).
3. Remizov O.V., Morozov A.V., Tsiganok A.A. Heat transfer between the condensing steam and boiling water in a multiple-row horizontal tube bundle with natural convection. *Izvestiya Akademii Nauk. Energetika*. 2010, no. 2, pp. 152-158 (in Russian).
4. Ilchenko A.G., Zuev A.N., Haritonin I.E. Study of VVER-1000 unit operation in the mode of natural circulation of coolant. *Vestnik IGEU*. 2016, no. 2, pp. 1-5 (in Russian).
5. Morozov A.V., Remizov O.V. Modern development of passive heat removal systems of water-cooled reactors. *VANT. Ser. Physics of nuclear reactors*. 2013, iss. 2, pp. 61-78 (in Russian).
6. Morozov A.V., Remizov O.V., Tsyganok A.A. Non-condensable gases effect on heat transfer processes between condensing steam and boiling water in heat exchanger with multirow horizontal tube bundle. Proceedings of 14-th International Heat Transfer Conference, IHTC14, 2010. pp. 629-635.
7. Morozov A.V., Remizov O.V. Experimental substantiation of the design features of passive core flooding system of the VVER reactor. *Teploenergetika*. 2012, no. 5, pp. 22-27 (in Russian).
8. Morozov A.V., Shlepkin A.S. Analysis of the effect of operating factors on the operation of model of VVER steam generator in a mode of steam condensation. *VANT. Ser. Nuclear and reactor constants*. 2016, no. 3, pp. 91-99 (in Russian).
9. Welter K.B., Bajorek S.M., Woods B., Groome J., Reyes J.N. Confirmatory testing investigating advanced passive plant thermal-hydraulics. Proceedings of 13-th International Conference on Nuclear Engineering, 2005, 256-264.
10. Gautier Al. Passive heat removal system with the «Base Operation Passive Heat Removal» strategy. Application with Primary Heat Exchangers. Proc. of ICONE 7, 1999, pp. 174-187.
11. Brettschuh W., Meseth J. Experimental verification of SWR 1000 passive components and systems. Proceedings of ICAPP 2007, 2007, pp. 74-76.
12. Schmidt H. Large Scale Verification of External RPV Cooling in Case of Severe Accident. Proc. of ICAPP'04, 2004, pp. 564-576.
13. Huggenberger M., Aubert C., Dreier J., Fischer O., Strassberger H.J. New passive decay heat removal tests in PANDA. Proc. of 6-th International Conference on Nuclear Engineering ICONE-6264, 1998, pp. 301-310.
14. Bezlepkin V.V. Semashko S.E., Sidorov V.G., Ivanov I.M., Zatevakhin M.A., Alekseev S.B. Design and experimental study of passive systems in the project of Leningrad NPP-2. Proceedings of the Second International Scientific and Technical Conference «Safety, Efficiency and Economics of Nuclear Power Industry». Moscow. VNIIAES Publ., 2008, pp. 937-942 (in Russian).
15. Glaeser H. Uncertainty evaluation of thermal-hydraulic code results. International meeting on «Best-Estimate» Methods in Nuclear Installation Safety Analysis (BE-2000). Washington, DC (2000).
16. Morozov A.V., Shlyopkin A.S. The study of the model of VVER steam generator in condensing mode for different parameters of the emergency process. Proceedings of the IV International Scientific Conference «Innovative projects and nuclear energy technologies» (IRTC NIKIET-2016). Moscow. NIKIET Publ., 2016, pp. 245-261 (in Russian).
17. Morozov A.V., Remizov O.V. Experimental study of the steam generator VVER models in condensing mode. *Teploenergetika*. 2012, no. 5, pp. 16-21 (in Russian).
18. Berkovich V.M., Peresadko V.G., Taranov G.S., Remizov O.V., Morozov A.V., Tsyganok A.A., Kalyakin D.S. Experimental study on Novovoronezh NPP-2 steam generator model

condensation power in the event of the beyond design basis accident. Proceedings of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants 2010, ICAPP 2010. San Diego, CA, 2010, pp. 186-192.

19. Grigoriev M.M., Plakseev A.A., Podporina N.A. Power characteristics of the system of passive heat removal of VVER-1000, depending on the parameters of the medium in the steam generator. Proceedings of the 6-th International seminar on horizontal steam generators, Podolsk, 2006 (in Russian).

20. Kopytov I.I., Kalyakin S.G., Berkovich V.M., Morozov A.V., Remizov O.V. Experimental investigation of non-condensable gases effect on Novovoronezh NPP-2 steam generator condensation power under the condition of passive safety systems operation. Proceedings of the 17-th International Conference on Nuclear Engineering 2009, ICONE17. Brussels, 2009, pp. 735-743.

21. Kalyakin S.G., Remizov O.V., Morozov A.V., Yuriev Y.U., Klimanova Y.U. Substantiation of project features of GE-2 passive flooding system of advanced nuclear power plants project with VVER. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2003, no. 2, pp. 94-101 (in Russian).

Authors

Shlyopkin Aleksandr Sergeevich, PhD Student

E-mail: alekstqel@mail.ru

Morozov Andrej Vladimirovich, Leading Researcher, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: sas@ippe.ru

Kalyakin Dmitrij Sergeevich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: dkalyakin@ippe.ru

Soshkina Aleksandra Sergeevna, Junior Researcher

E-mail: sas@ippe.ru

АНАЛИЗ СОСТОЯНИЯ НАСОСОВ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ ПО ДАННЫМ ИЗМЕРЯЕМЫХ ПАРАМЕТРОВ ПРИ ИХ ИСПЫТАНИИ

С.Т. Лескин, В.И. Слободчук, А.С. Шелегов, Д.Ю. Кашин

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249030, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1*



Представлен алгоритм анализа состояния насосов системы аварийного ввода бора по данным их периодического опробования. Метод и алгоритмы основаны на представлении результатов опробования в пространстве главных компонентов. Такой подход позволяет сократить количество анализируемых параметров без потери информативности результатов испытаний и представить данные в удобной для оценки и принятия решений форме. Для анализа используется динамическая составляющая результатов периодического опробования, т.е. изменение параметров технологического контроля от начала испытания до выхода на стационарный режим. Данные этой части опробования оказываются наиболее информативными с точки зрения определения нарушений в работе системы. Данный алгоритм применен для обработки результатов испытания насосов системы аварийного ввода бора Калининской АЭС. Обнаружено аномальное поведение одного из насосов системы.

Key words: диагностика насосов, набор информативных признаков, метод главных компонентов, теория распознавания образов.

ВВЕДЕНИЕ

Система аварийного ввода бора (САВБ) реактора типа ВВЭР-1000 по характеру выполнения функций является защитной системой безопасности.

САВБ предназначена для подачи раствора борной кислоты в первый контур при авариях, связанных с введением положительной реактивности в активную зону реактора с сохранением высокого давления в контуре. В подобных ситуациях требуется надежный останов реактора путем ввода высококонцентрированного (40 г/кг) раствора борной кислоты в первый контур.

САВБ состоит из трех независимых групп. Каждая группа состоит из двух подгрупп: низкого давления и высокого давления. В состав каждой подгруппы входит бак концентрированного раствора борной кислоты, насос, трубопроводы и арматура.

Оценка состояния насосов системы аварийного ввода бора высокого и низкого давления на АЭС с ВВЭР имеет особенности. Традиционно контроль состояния насосов САВБ проводится посредством периодических испытаний, в ходе которых измеряется ряд технологических параметров. Вывод о нормальном состоянии насосов осуществляется, если после включения его параметры (давление, расход и т.д.) соответствует регламентным значениям. Для своевременного обнаружения аномалии в состоянии насоса испытания

© С.Т. Лескин, В.И. Слободчук, А.С. Шелегов, Д.Ю. Кашин, 2017

необходимо проводить как можно чаще. Проблема заключается в том, что каждый запуск насоса приводит к уменьшению его ресурса. Фактически выход из строя насосов САВБ происходит именно вследствие испытаний.

Опыт разработки систем диагностики [1 – 6] показывает, что обнаружение аномалии на ранней стадии ее развития следует искать на основании анализа совокупности большого числа измеряемых параметров объекта и выделения из этой совокупности информативных параметров, определяющих особенности в работе оборудования [7 – 13].

Анализ работы насосов САВБ показал, что количества информации в измеряемых параметрах для оценки их состояния явно недостаточно. В этом случае, на наш взгляд, дополнительную информацию следует искать в динамике измеряемых параметров при включении насосов [14, 15].

В работе представлены метод и алгоритмы формирования исходных признаков и их преобразование в удобный для анализа и принятия решения вид.

С помощью разработанных алгоритмов обработаны данные испытаний насосов САВБ Калининской АЭС. Получены важные для практики результаты.

ПОДГОТОВКА ИСХОДНЫХ ДАННЫХ

При проведении испытаний насосов запись измеряемых параметров осуществляется в файлы исходных данных. Предварительно исходные данные измерений приводятся к единому интервалу времени. Для этой цели проводится предварительная обработка – интерполяция исходных данных методом кубической интерполяции (метод Лагранжа) [16]. Для произвольно заданных узлов интерполирования используется интерполяционная формула Лагранжа

$$L_n(x) = \sum_{i=0}^n y_i \frac{(x - x_0)(x - x_1) \dots (x - x_{i-1})(x - x_{i+1}) \dots (x - x_n)}{(x_i - x_0)(x_i - x_1) \dots (x_i - x_{i-1})(x_i - x_{i+1}) \dots (x_i - x_n)},$$

где y_i – значение i -го измерения; x_i – время, когда проводилось i -ое измерение; x – точка, для которой вычисляется интерполированное значение; n – число измерений.

ФОРМИРОВАНИЕ МАТРИЦЫ ИНФОРМАТИВНЫХ ПРИЗНАКОВ

Сравнивая кривые зависимости поведения параметров во время испытаний насосов одного типа для различных календарных дат, можно заметить, что некоторые участки графиков не изменяются от испытания к испытанию. Другими словами, они не являются информативными по отношению к выявлению изменения состояния насосов, т.е. являются «шумом», подлежащим фильтрации.

Для исключения этих интервалов данные испытаний для каждого типа насосов обрабатываются по следующей схеме. Каждому параметру ставится в соответствие матрица интерполированных данных вида

$$\begin{array}{c} \Pi_{11} \dots \Pi_{1j} \dots \Pi_{1k} \\ \cdots \cdots \cdots \cdots \\ \Pi_{i1} \dots \Pi_{ij} \dots \Pi_{ik} , \\ \cdots \cdots \cdots \cdots \\ \Pi_{N1} \dots \Pi_{Nj} \dots \Pi_{Nk} \end{array} \quad (1)$$

где Π_{ij} – значение параметра (давление, температура или расход), измеренное в i -ом испытании и соответствующее j -му временному интервалу; $i = (1, \dots, N)$, N – общее число испытаний для данного типа насосов; $j = (1, \dots, K)$, K – число временных интервалов, на которые разбивается одно испытание.

Временные сечения для отдельных параметров по каждому типу насоса, которые в наибольшей степени отражают изменения в динамике их работы, выбираются в резуль-

тате анализа столбцов матриц (1) с использованием понятия энтропии [17]:

$$H(X) = -\sum_{i=1}^N p_i \log p_i , \quad (2)$$

где p_i – вероятность i -го состояния параметра X ; N – число состояний системы.

Энтропия обладает рядом свойств, оправдывающих ее выбор в качестве характеристики вероятностного разброса данных. Для выбора наиболее информативного участка кривой воспользуемся тем свойством, что энтропия обращается в максимум, когда все состояния системы равновероятны. Это означает, что чем меньше энтропия системы, тем большую вероятность имеют какие-то ее отдельные состояния. Будем рассматривать значения какого-либо параметра на фиксированном участке кривой в разных испытаниях как возможные состояния системы. В таком случае применительно к нашей задаче можно сказать, что чем меньше энтропия временного сечения кривой, тем в большем числе испытаний значения параметра на этом участке принимают близкие, похожие значения, т. е. имеют тенденцию повторяться от испытания к испытанию. Таким образом, основную информацию несут в себе временные сечения, обладающие максимальной энтропией, в которых значения параметра равновероятны (т. е. те сечения, в которых наблюдается наибольший разброс данных).

Из полученных по описанной схеме наиболее отличающихся друг от друга участков кривых (временных сечений) для различных измеряемых параметров формируется матрица информативных признаков для насосов высокого давления

$$\begin{array}{ccccccc} P02_{11} & P02_{21} & P02_{31} & F01_{11} & F01_{21} & F01_{31} \\ \dots & \dots & \dots & \dots & \dots & \dots & \dots \\ P02_{1N} & P02_{2N} & P02_{3N} & F01_{1N} & F01_{2N} & F01_{3N} \end{array} \quad (3)$$

и для насосов низкого давления

$$\begin{array}{cccccccccc} P01_{11} & P01_{21} & P02_{11} & P02_{21} & F01_{11} & F01_{21} & T04_{11} & T04_{21} & T04_{31} & \dots \\ \dots & \dots \\ P01_{1N} & P01_{2N} & P02_{1N} & P02_{2N} & F01_{1N} & F01_{2N} & T04_{1N} & T04_{2N} & T04_{3N} & \dots \end{array} \quad (4)$$

где N – число измерений.

Количество информативных признаков, используемых для дальнейшего анализа, как показал опыт обработки данных, должно быть не более пяти (т.е. не более пяти временных сечений для каждого измеряемого параметра).

ПРЕОБРАЗОВАНИЕ МАТРИЦЫ ИНФОРМАТИВНЫХ ПРИЗНАКОВ В ПРОСТРАНСТВО ГЛАВНЫХ КОМПОНЕНТОВ

Так как данные, включенные в матрицу информативных признаков (будем называть ее матрицей исходных данных), разнородны, проводится их нормирование на среднеквадратичное отклонение. Нормированные данные будут иметь вид

$$x_{ij}^{norm} = (x_{ij} - m_j)/d_j, \quad (5)$$

где $i = (1, \dots, N)$, N – объем выборки; $j = (1, \dots, n)$, n – число признаков.

Среднеквадратичное отклонение j -го признака

$$d_j = \sqrt{\frac{1}{N-1} \sum_{i=1}^N (x_{ij} - m_j)^2}, \quad (6)$$

где m_j – вектор средних значений j -го параметра

$$m_j = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N x_{ij}, \quad (7)$$

x_{ij} – элемент матрицы исходных данных, соответствующий i -му испытанию и j -му признаку.

Для анализа структуры данных и выявления особенностей поведения насосов необходимо перейти от большего числа исходных признаков (n) к существенно меньшему числу наиболее информативных, являющихся функциями от исходных признаков. Есть, по крайней мере, три предпосылки, позволяющие сократить размерность исходных данных: во-первых, дублирование информации при наличии сильно взаимосвязанных признаков; во-вторых, наличие признаков, мало меняющихся от одного измерения к другому; в-третьих, возможность представления некоторых признаков без существенной потери информации в виде линейных функций от других признаков.

Воспользуемся разложением Карунена-Лоева [18, 19], применявшимся для представления состояния и диагностики ГЦН АЭС [20]. Исходное пространство признаков проектируем в пространство двух собственных векторов корреляционной матрицы (главных компонентов), построенной на исходных данных (информационных признаках, отобранных по правилу (2)), соответствующих максимальным собственным значениям.

В большинстве случаев два главных компонента содержат 90% информации о распределении исходных данных, в данном случае – испытаний насосов. Если испытания мало отличаются друг от друга, точки в новом пространстве образуют класс, который назовем «общий режим». Отклонения от общего режима означают изменения условий испытания либо аномалию в состоянии насоса. Анализ весов параметров (давления, температуры и т.д.) при проектировании в пространство главных компонентов может дать дополнительную информацию о причинах отклонения отдельных испытаний от общего режима.

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ИСПЫТАНИЯ НАСОСОВ

Данные испытаний насосов системы аварийного ввода бора низкого давления первого энергоблока Калининской АЭС обрабатывались с помощью описанного выше метода. На первом этапе анализа состояния насосов САВБ низкого давления этой станции были получены данные по 25-ти испытаниям за 2005 – 2006 гг.

После обработки исходных данных и представления результатов испытаний насосов в главных компонентах оказалось, что данные по насосу TJ13D01 в испытаниях от 16.02.2006 и 22.06.2006 гг. выделяются в общей совокупности результатов (рис. 1).

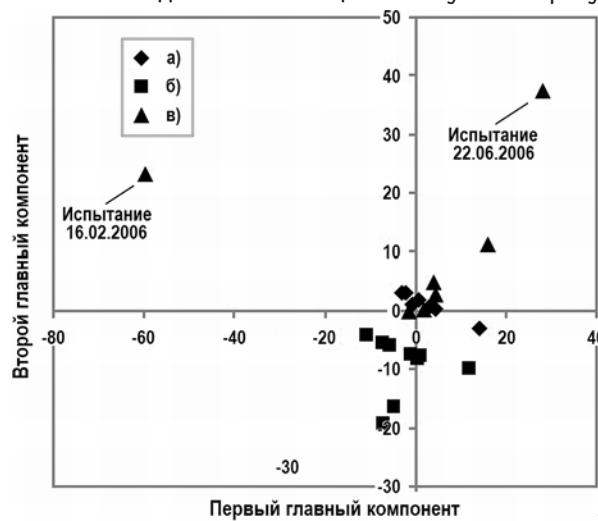


Рис. 1. Данные испытаний насосов низкого давления за 2005 – 2006 гг. в главных компонентах: а) – насос TJ11D01; б) – насос TJ12D01; в) – насос TJ13D01

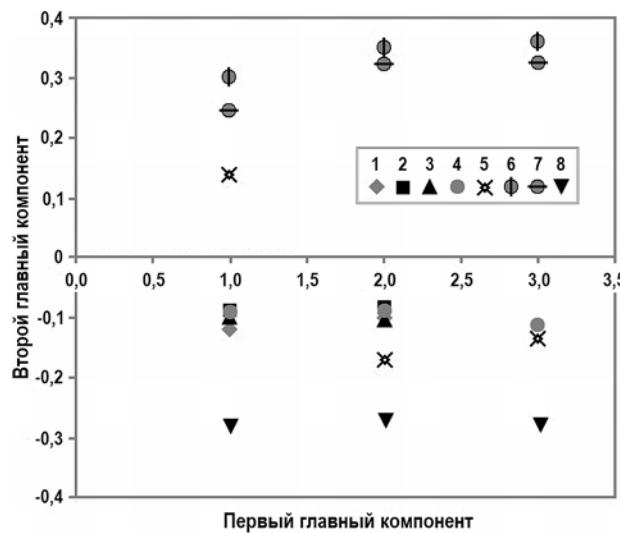


Рис. 2. Веса параметров для насосов низкого давления: 1 – 4 – температура в контрольных точках; 5 – давление; 6 – 8 – измеряемые расходы

Анализ вкладов (весов) информативных признаков в представление испытаний насоса TJ13D01 в главных компонентах (рис. 2) показал, что отклонения в испытаниях 16.02.2006 и 22.06.2006 гг. связаны с особенностями динамики расходов.

На рисунках 3, 4 представлены изменения расходных характеристик насоса TJ13D01 в указанных испытаниях, а также для сравнения (рис. 5) в испытании от 26.01.2006 г. того же насоса, где не было замечено отклонений.

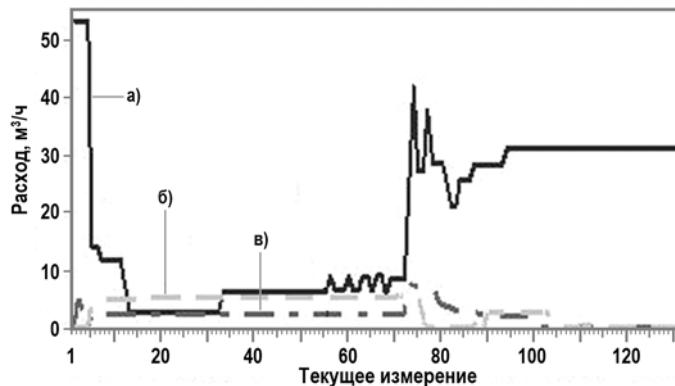


Рис. 3. Изменение во времени параметров насоса TJ13D01 для испытания от 16.02.2006 г.: а) – расход насоса; б) – расход на подшипники; в) – расход рециркуляции

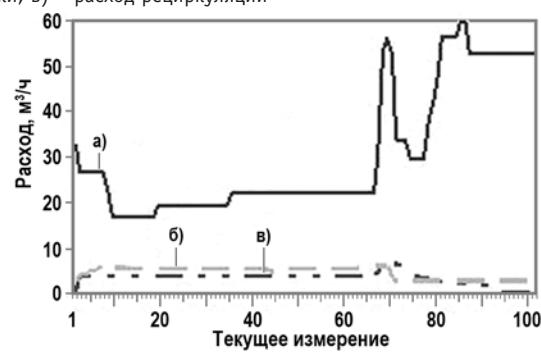


Рис. 4. Изменение во времени параметров насоса TJ13D01 для испытания от 22.06.2006г.: а) – расход насоса; б) – расход на подшипники; в) – расход рециркуляции

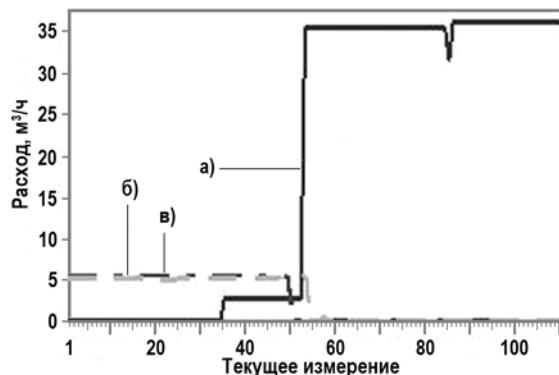


Рис. 5. Изменение во времени параметров насоса TJ13D01 для испытания от 26.01.2006 г.: а) – расход насоса; б) – расход воды на подшипники; в) – расход рециркуляции

На следующем этапе от Калининской АЭС поступили данные по испытаниям насосов САВБ низкого давления за 2007 г. Таким образом, статистика достигла 54 испытаний. После обработки уже всех имеющихся данных и представления результатов в пространстве главных компонентов испытания насоса TJ13D01 16.02.2006 и 22.06.2006 гг., как и на предыдущем этапе обработки, выделяются в общей совокупности результатов. К вышеотмеченным отклонениям насоса TJ13D01 добавились результаты испытания 16.03.2006 г. (рис. 6).

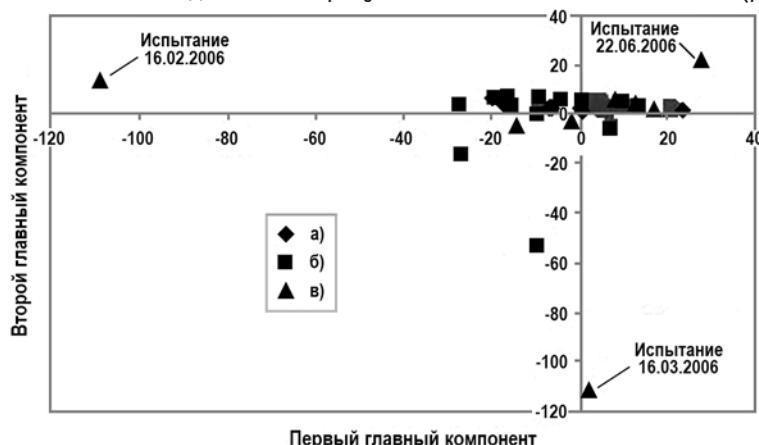


Рис. 6. Данные испытаний насосов низкого давления за 2005 – 2007 гг. в главных компонентах: а) – насос TJ11D01; б) – насос TJ12D01; в) – насос TJ13D01

На рисунке 7 представлены изменения расходных характеристик насоса TJ13D01 в испытании 16.03.2006 г.

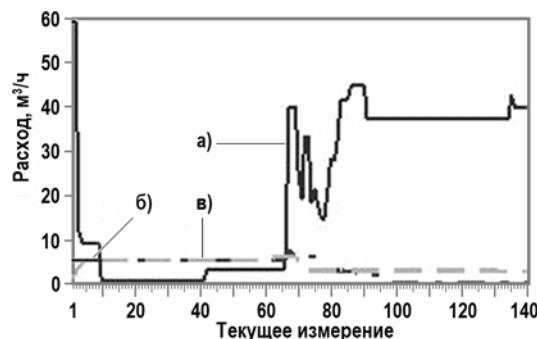


Рис. 7. Изменение во времени параметров насоса TJ13D01 для испытания от 16.03.2006 г.: а) – расход насоса; б) – расход рециркуляции; в) – расход воды на подшипники

Анализ вкладов (весов) информативных признаков в представление испытаний

насоса TJ13D01 в главных компонентах показал, что отклонения в испытаниях проведенных 16.02.2006, 22.06.2006, 16.03.2006 гг., также связаны с особенностями динамики расходов.

ВЫВОДЫ

1. Разработаны методика и алгоритмы анализа состояния насосов систем безопасности по динамике измеряемых параметров насосов при их испытаниях.
2. Анализ данных испытаний насосов Калининской АЭС показал эффективность разработанных алгоритмов для определения отклонений в их состоянии, которые не были обнаружены по значениям параметров (расходам, температурам и т.д.) в стационарном состоянии насосов.

Литература

1. Iserman R. Process fault detection based on modeling and estimation methods – a survey // Automatica. – 1984. – Vol. 20. – No. 4. – PP. 387-404.
2. Basseville M. Detecting changes in signal and systems – a survey // Automatica. – 1988. – Vol. 24. – No. 3. – PP. 309-326.
3. Frank P.M. Fault diagnosis in dynamic systems using analytical and knowledge-based redundancy – a survey and some new results // Automatica. – 1990. – Vol. 26. – No. 3. – PP. 459-474.
4. Reisen C., Marshall E. Evaluating operator support system in realistic conditions at HAMMLAB // Nuclear Engineering International. – 1988. – Vol. 33. – No. 402. – PP. 39-41.
5. Transactions // ANS. – 1982. – Vol. 41. – PP. 524-528.
6. Абагян А.А., Дмитриев В.М., Клебанов Л.А., Крошилин А.Е., Ларин Е.П., Морозов С.К. Система контроля и диагностики режимов работы энергоблока АЭС. // Атомная энергия. – 1987. – Т. 63. – Вып. 5. – С. 311-315.
7. Вапник В.Н., Червонникис А.Я. Теория распознавания образов. – М.: Наука, 1974.
8. Tao Gu, Tou J.T. A new criterion for optimal classification. // Pattern Recognition. – 1982. – No. 2. – PP. 1063-1065.
9. Лескин С.Т. Разработка алгоритмов распознавания аномалий в состоянии оборудования АЭС по анализу данных оперативного технологического контроля. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1997. – № 4. – С.4-12.
10. Herbert M.R. A review of on-line diagnostic aids for nuclear power plant operators. // Nucl. Energy. – 1984. – Vol. 23. – No. 4. – PP. 259-264.
11. Павелко В.И. Обзор приложений методологии экспертных систем в атомной энергетике. // Атомная энергия. – 1990. – Вып. 11. – С. 1-8.
12. Weiss S., Reagan W., Roe J. Experience with operator aids for nuclear power plants in the USA. - In: Proc. Intern. Conf. on Man-Machine Interface in Nuclear Industry. Tokyo, 15-19.02.1988, Vienna, 1988. PP. 323-329.
13. Urig Robert E. Potential application of nuclear networks to nuclear power plants. Proc.Amer.Power Conf. Vol. 53. Pt.2 53rd. Annu. Meet., Chicago, III., Apr. 29-May 1. 1991.- PP.946-951.
14. Fault diagnosis in dynamic systems. Theory and applications / Edited by Patton R., Frank P., Clarc R. Prentice Hall Inc., Englewood Cliffs, NY, 1989.
15. Willsky A.S. A Survey of design methods for failure detection in dynamic systems // Automatica. – 1976. – Vol. 12. – PP. 601-611.
16. Демидович Б.П., Марон И.А. Основы вычислительной математики. – М.: Наука, 1966 г. – 664 с.
17. Вентцель Е.С. Теория вероятностей: Учеб. для вузов. – М.: Высшая школа, 1999. – 576 с.
18. Fukunaga K. Introduction to statistical pattern recognition. – Academic press, New York and London, 1972.
19. Ту Дж., Гонсалес Р. Принципы распознавания образов. – М.: Мир, 1978.
20. Лескин С.Т., Слободчук В.И., Шелегов А.С. Анализ состояния ГЦН ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – № 4. – С. 12-22.

Поступила в редакцию 02.09.2016 г.

Авторы

Лескин Сергей Терентьевич, профессор, доктор технических наук
E-mail: STLeskin@mephi.ru

Слободчук Виктор Иванович, доцент, кандидат технических наук
E-mail: slobovic@mail.ru

Шелегов Алексей Сергеевич, доцент, кандидат технических наук
E-mail: a_shelegov@mail.ru

Кашин Дмитрий Юрьевич, ассистент
E-mail: kashindu@gmail.com

UDC 621.039; 62-932.4

ANALYSIS OF SAFETY SYSTEM PUMP CONDITION BASED ON THEIR TESTING RESULTS

Leskin S.T., Slobodchuk V.I., Shelegov A.S., Kashin D.Yu.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU «MEPhI»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249030 Russia

ABSTRACT

The method for analyzing the condition of emergency system pumps based on their periodical testing results is presented in the paper. The method and the algorithms are based on the presentation of the testing results in the space of the principal components. Such an approach enables one to show the pump condition in a convenient form. The parameter variation measured from the beginning of the test until the steady state condition is achieved, i.e. the dynamic section of the curve for each parameter, is used for the analysis.

Comparing the behavior curves of different technological parameters as a time function of a particular pump for different tests one can see that some sections of these curves do not change from test to test. This simply means that these sections are not informative relative to extraction of the information concerning the defect formation. These sections should be classified as some kind of «noise» and should be excluded as providing little information. On the contrary, the sections with abnormal behavior of technological parameters are more informative, and we take these sections for further analysis.

As a measure of the system uncertainty entropy $H(X)$ is used. This new parameter is defined by the relationship

$$H(X) = - \sum_{i=1}^N p_i \log p_i ,$$

where p_i – is the probability of the i -th state of the system; N – is the total number of the states of the system.

The entropy enables us to describe the probabilistic spread in the measured data. The entropy has the maximum value if all the states of the system are equiprobable. We can use this feature of the entropy to choose the more informative time intervals of the dynamic behavior of the technological parameters. The smaller the entropy, the more probable certain states of the system are. So, the most informative are those time sections, which have the maximum entropy value, i.e. the time sections for which the maximum spread in the measured data is observed. Using this approach a matrix is constructed based on the time intervals with maximum entropy, the so-called matrix of informative criteria.

To describe the condition of the pump using the different technological parameters are measured in the course of the tests we have to normalize the values of the parameters to the root-mean-square deviations of the parameters. The normalized data are then used for the transformation of the original data matrix on the basis of the most informative criteria

with a statistical method known as the Karhunen-Loeve transform, which is also known as a principal components method.

The approach is applied to processing the testing results of the emergency system pumps of the Kalinin NPP (Russia). Interesting results are obtained.

Key words: pump diagnostics, set of informative criteria, principal component method, pattern recognition theory.

REFERENCES

1. Iserman R. Process fault detection based on modeling and estimation methods – a survey. *Automatica*. 1984, v. 20, no. 4, pp. 387-404.
2. Basseville M. Detecting changes in signal and systems – a survey. *Automatica*. 1988, v. 24, no. 3, pp. 309-326.
3. Frank P.M. Fault diagnosis in dynamic systems using analytical and knowledge-based redundancy – a survey and some new results. *Automatica*. 1990, v. 26, no. 3, pp. 459-474.
4. Reisen C., Marshall E. Evaluating operator support system in realistic conditions at HAMMLAB. *Nuclear Engineering International*. 1988, v. 33, no. 402, pp. 39-41.
5. Transactions. *ANS*. 1982, v. 41, pp. 524-528.
6. Abagyan A.A., Dmitriev V.M., Klebanov L.A., Kroshilin A.E., Larin E.P., Morozov S.K. *Monitoring and diagnostics systems for nuclear power plant operating regimes*. Atomnaya energiya. 1987, v. 63, pp. 311-315 (in Russian).
7. Vapnik V., Chervoninkis A. Pattern Recognition Theory. Moscow. Nauka Publ., 1974 (in Russian).
8. Tao Gu, Tou J.T. A new criterion for optimal classification. *Pattern Recognition*, 1982, no. 2, pp. 1063-1065.
9. Leskin S.T. Algorithm development for abnormality detection of NPP equipment conditions based on technological testing results. *Izvestya vuzov. Yadernaya energetika*. 1997, no. 4, pp. 4-12 (in Russian).
10. Herbert M.R. A review of on-line diagnostic aids for nuclear power plant operators. *Nucl. Energy*. 1984, v. 23, no. 4, pp. 259-264.
11. Pavelko V.I. A review of application of expert system methodology in nuclear power engineering. *Atomnaya energiya*. 1990, v. 11, pp. 1-8 (in Russian).
12. Weiss S., Reagan W., Roe J. Experience with operator aids for nuclear power plants in the USA. In: Proc. Intern. Conf. on Man-Machine Interface in Nuclear Industry. Tokyo, 15-19.02.1988, Vienna, 1988, pp. 323-329.
13. Urig Robert E. Potential application of nuclear networks to nuclear power plants. Proc. Amer. Power Conf. Vol.53. Pt.2 53rd. Ann. Meet., Chicago, III., Apr. 29-May 1. 1991, pp. 946-951.
14. Fault diagnosis in dynamic systems. Theory and applications. Edited by Patton R., Frank P., Clark R. Prentice Hall Inc., Englewood Cliffs, NY, 1989.
15. Willsky A.S. A Survey of design methods for failure detection in dynamic systems. *Automatica*. 1976, v. 12, pp. 601-611.
16. Demidovich B.P., Maron I.A. The basic principles of computational mathematics. Moscow. Nauka Publ., 1960, 664 p. (in Russian).
17. Ventzel E.S. Theory of probability. Moscow. Vysshaya Shkola Publ., 1999 (in Russian).
18. Fukunaga K. Introduction to statistical pattern recognition, Academic Press, New York and London, 1972.
19. Tu J., Gonsales R. Pattern Recognition Principles. Moscow. Mir Publ., 1978 (in Russian).
20. Leskin S.T., Slobodchuk V.I., Shelegov A.S. Analysis of VVER-1000 main circulation pump condition under operation. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2016, no. 4, pp. 12-22 (in Russian).

Authors

Leskin Sergei Terent'evich, Professor, Dr. Sci., (Engineering)

E-mail: STLeskin@mephi.ru

Slobodchuk Victor Ivanovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: slobovic@mail.ru

Shelegov Alexey Sergeevich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: a_shelegov@mail.ru

Kashin Dmitry Yur'evich, Assistant Teacher,

E-mail: kashindu@gmail.com

ПРОГНОЗИРОВАНИЕ НАДЕЖНОСТИ ДАТЧИКОВ РАСХОДА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ШАДР-32М

А.И. Перегуда, В.И. Белозеров

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1*



Сложность технических систем, таких как АЭС, диктует проведение работ по оценке надежности оборудования, особенно, оказывающего влияние на безопасность эксплуатации реактора. Поэтому важными являются задачи, связанные с исследованием закономерностей вариаций параметров оборудования и процессов приближения их к состояниям отказов и с разработкой методов и алгоритмов получения количественных показателей надежности по постепенным (параметрическим) отказам. Исследования проводятся применительно к датчикам расхода теплоносителя ШАДР-32М реактора РБМК-1000. Анализ статистических данных периодических диагностических измерений двух определяющих параметров работоспособности расходомеров ШАДР-32М (минимального значения отрицательной полуволны амплитуды и среднеквадратического отклонения по периоду вращения шара расходомера) позволил разработать математическую модель параметрической надежности датчика. Математической моделью надежности расходомера будет случайный процесс, являющийся суперпозицией простого процесса восстановления и стохастического процесса с независимыми прирощениями. Изучение математической модели надежности процесса функционирования датчика расхода позволило получить в замкнутом виде соотношения средней наработки расходомера до пересечения заданной границы каждым из определяющих параметров и вероятность безотказной работы расходомера в асимптотической постановке без каких-либо предположений о законах распределений случайных величин. Полученные результаты легко обобщаются на случай, когда размерность вектора определяющих параметров больше двух. Результаты исследования используются при вычислении количественных показателей параметрической надежности датчиков расхода.

Ключевые слова: параметрическая надежность, система измерения расхода теплоносителя, случайные величины, наработка до отказа, случайный процесс, математическое ожидание времени, функция распределения.

ВВЕДЕНИЕ

Современные системы состоят из большого количества элементов и являются в значительной мере автоматизированными. Усложнение систем повлекло за собой повышение требований к их качеству и, как следствие этого, к резкому возрастанию интереса к решению теоретических проблем надежности, способных обеспечивать количественное измерение показателей надежности. Это диктуется тем, что опасность сложных технических систем, например, таких как атомные электростанции, заключается не только в том, что они прекратят функционировать, сколько в том, что их отказ может привести и

© А.И. Перегуда, В.И. Белозеров, 2017

к значительным экономическим потерям, и к угрозе жизни обслуживающего персонала и населения, и к отрицательному воздействию на окружающую среду.

Обеспечение надежности включает в себя обнаружение всех видов возможных отказов, установление их причин и последствий, планирование мероприятий, позволяющих ограничить число отказов технических систем до приемлемого уровня. Разумеется, оценка количественных показателей надежности систем представляет собой лишь малую часть объема работ из комплекса практической деятельности по обеспечению необходимого уровня надежности, но без тщательного вероятностного анализа невозможно вырабатывать сколько-нибудь обоснованные решения.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Показатели надежности любого изделия можно получить, изучая поведение одного или нескольких его параметров, которые будут полностью отражать качество функционирования изделия. Критерием постепенного отказа системы (изделия) является выход параметров, определяющих ее работоспособность, из некоторой заданной области ее значений. Таким образом, по наблюдениям за динамикой определяющих параметров можно судить о работоспособности изделия, поэтому на практике организовывают периодические их измерения.

При решении задачи прогнозирования надежности изделия, к которому приложена нагрузка, как правило, используют математические модели «параметр - поле допуска», «нагрузка - несущая способность» [1 – 4], которые позволяют вычислять вероятность отказа при различных законах распределения начальной нагрузки и начальной несущей способности. Если же имеются результаты периодических измерений параметров, то использование таких данных должно обеспечить более качественное описание процесса функционирования изделия. Математической моделью надежности в таких случаях будут случайные процессы. Наиболее часто используется при прогнозировании показателей надежности математический аппарат теории марковских и винеровских случайных процессов со сносом [1, 4, 5] или стохастических дифференциальных уравнений [6 – 8]. Однако для того, чтобы применить указанные математические модели, необходимо убедиться, что реальный процесс является марковским, и определить коэффициенты уравнения А.Н. Колмогорова. Трудности решения дифференциальных уравнений параболического типа или стохастических дифференциальных уравнений общеизвестны, и по этой причине разрабатываются другие методы вычисления показателей параметрической надежности.

Так в [9] рассмотрена проблема проектирования аналоговых технических систем с учетом требований параметрической надежности при различных уровнях исходной информации о параметрических возмущениях. Поскольку рассматривается векторный случайный процесс, то автор предлагает распараллеливать процесс поиска решения и использовать методы статистических испытаний.

Решение задачи поддержания равномерного уровня надежности и состояния всей системы измерения расхода теплоносителя изложено в [10]. Методика основана на прогнозировании количества заменяемых ШАДР за межремонтный период, для чего использовались численные методы Монте-Карло.

Рассмотрим математическую модель надежности датчиков расхода теплоносителя ШАДР-32М реактора РБМК-1000, используя результаты диагностических измерений определяющих параметров работоспособности расходомеров. Для оценки показателей надежности датчиков расхода теплоносителя реактора будем использовать кумулятивную модель надежности [11 – 14], для чего введем необходимые обозначения.

Математическую постановку задачи прогнозирования надежности рассмотрим с использованием математической модели эволюции изделия, основанной на теории

случайных процессов накопления. Пусть величины определяющего параметра работоспособность изделия измеряются (контролируются) в моменты времени $t_0, t_1, t_2, t_{k+1} \geq t_k, k \geq 1$. Положим $\tau_i = t_{i+1} - t_i, i > 0, t_0 = 0$. Введенные таким образом случайные величины τ_i есть длины интервалов времени между соседними измерениями определяющего параметра. Случайные величины $\tau_i, i = 1, 2, 3, \dots$ независимы в совокупности и распределены с одной и той же функцией $F(t)$, т.е. $F_2(t) = F_3(t) = \dots = F(t)$, где $F_i(t) = P(\tau_i \leq t)$. Заметим, если случайная величина равна $\tau_0 = t_1 - t_0$, то $F(t) = F_1(t) = P(\tau_1 \leq t)$, т.е. величина τ_0 распределена иначе, чем все остальные случайные величины $\tau_i, i = 1, 2, 3, \dots$. Таким образом, последовательность неотрицательных взаимно независимых случайных величин $\{\tau_i, i \geq 1\}$ полностью характеризуется функциями распределения $F(t)$ и $F_i(t)$, которые не являются арифметическими, и каждая из случайных величин имеет конечные первые два математических момента, т.е. $M\tau < \infty, D\tau < \infty$. Указанные требования к случайным величинам выполняются для всех законов распределений, используемых в теории надежности. Последовательность $\{\tau_i, i \geq 1\}$ принято называть процессом восстановления с запаздыванием и обозначать $\{T_x\}_{x>0}$ [15, 16].

Величина T_x – случайная наработка изделия при заданном значении определяющего параметра x – определяется так:

$$T_{N_x} = \begin{cases} \sum_{i=0}^{N_2(x)} \tau_i, & N_2(x) = 1, 2, \dots, \\ 0, & N_2(x) = 0, \end{cases}$$

где $N_2 = N(x)$ – случайное число произведенных измерений определяющего параметра за время до пересечения заданного уровня x .

Динамику определяющего параметра работоспособности изделия можно представить графически (рис. 1).

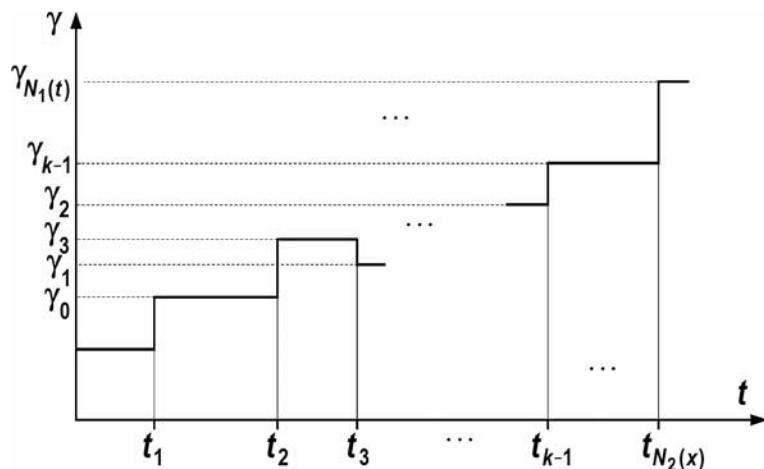


Рис. 1. Изменение определяющего параметра работоспособности изделия

Рассмотрим случайный процесс, соответствующий изменению определяющего параметра. Пусть γ_0 – случайное начальное значение определяющего параметра работоспособности изделия, которое предполагается независимым от последовательности $\{\tau_i, i \geq 1\}$ и имеет произвольную функцию распределения $G_0(y) = P(\gamma_0 = y)$. Поскольку измерения значений производятся только в моменты времени $\tau_i, i \geq 1$, то можно считать, что именно в эти моменты происходят скачкообразные изменения параметра, причем значения определяющего параметра ограничены величиной Λ (Λ – допустимое значение). Полагаем также, что в промежутке между двумя соседними измерениями значе-

ние определяющего параметра не изменяется. Случайная величина γ_i – это значение определяющего параметра, измеренного в момент времени t_i , $i = 1, 2, 3, \dots$.

Таким образом, $\{\gamma(t)\}_{t>0}$ на множестве T действительной прямой является процессом с независимыми приращениями, если для любых значений $t_0 \leq t_1 \leq t_2 \leq \dots$ на множестве T приращения $\Theta_k = \gamma(t_{k+1}) - \gamma(t_k)$, $k = 1, 2, 3, \dots$ являются независимыми случайными величинами [6, 7].

Относительно случайных приращений Θ_i , $i = 1, 2, 3, \dots$ естественно предположить, что они распределены с одной и той же функцией $G(x)$. Введем обозначения $G_1(x) = G_2(x) = \dots = G(x)$ и $G_0(x) = P(\Theta_0 \leq x) = P(\gamma_0 \leq x)$, где $G_i(x) = P(\Theta_i \leq x)$. Введенная последовательность случайных величин $\{\Theta_i, i = 1, 2, 3, \dots\}$ образует процесс накопления, порожденный функциями $G_0(x) = P(\Theta_0 \leq x)$ и $G(x) = P(\Theta_i \leq x)$, $i = 1, 2, 3, \dots, N(t)$. Предположим, что математические ожидания и дисперсии должны удовлетворять условиям $M\Theta_0 < \infty$, $D\Theta_0 < \infty$, $M\Theta < \infty$, $D\Theta < \infty$.

Очевидно, что суммарное значение определяющего параметра работоспособности изделия в момент пересечения им заданной границы можно выразить соотношением

$$\Theta_{N_1} = \begin{cases} \sum_{i=1}^{N_1(t)} \Theta_i, & N_1(t) = 0, 1, 2, \dots, \\ 0, & N_1(0) < 0, \end{cases} \quad (1)$$

где $N_1(t) = N(t)$ – случайное число измерений определяющего параметра, произошедших за время $[0, t]$, или число циклов восстановления процесса $\{\tau_i, i \geq 1\}$.

Таким образом, математической моделью параметрической надежности функционирования изделия является суперпозиция процесса накопления $\{\Theta_t\}_{t>0}$ и процесса восстановления $\{T_x\}_{x>0}$. Отметим, что случайные процессы $\{\Theta_t\}_{t>0}$, $\{T_x\}_{x>0}$ одновременно претерпевают изменения (см. рис. 1), и их можно рассматривать как синхронные процессы. Поскольку случайные процессы $\{\Theta_t\}_{t>0}$ и $\{T_x\}_{x>0}$ ступенчато возрастающие (убывающие), и их реализации почти неубывающие (невозрастающие) функции, то задавая верхнюю (нижнюю) допустимую границу, можно вычислять соответствующие показатели надежности и долговечности изделия.

Целью работы является построение математической модели параметрической надежности функционирования изделия, получение на ее основании асимптотических соотношений для нахождения вероятности того, что определяющий параметр не выйдет за заданные границы работоспособности, а также средней наработки до отказа изделия, и вычисление количественных значений показателей надежности датчиков расхода теплоносителя ШАДР-32М РБМК-1000, используя данные диагностических измерений определяющих параметров работоспособности расходомеров.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ

Вычислим вероятность безотказной работы изделия $P(t, x)$, которую определим как вероятность того, что суммарное значение определяющего параметра меньше заданного значения, а следовательно, он не вышел за заданные границы работоспособности. Тогда используя формулу полной вероятности, запишем

$$\begin{aligned} P(t, x) = P(\Theta_{N(t)} \leq x) &= P\left(\sum_{i=0}^{N(t)} \Theta_i \leq x\right) = P(\Theta_0 + \sum_{i=1}^{N(t)} \Theta_i \leq x) = \\ &= \sum_{k=0}^{\infty} G_0 \cdot G^{*(k)}(x)(F_1 \cdot \bar{F} \cdot F^{*(k-1)}(t)), \end{aligned}$$

где $F^{*(k)}(t)$ – k -кратная свертка функции $F(t)$ самой с собой, определяемая рекуррентными соотношениями

$$F^{*(k)}(t) = \int_0^t F^{*(k-1)}(t-z)dF(z);$$

$$F^{*(0)}(t) = 1, \quad F^{*(1)}(t) = F(t), \quad G^{*(k)}(x) = \int_0^x G^{*(k-1)}(x-y)dG(y).$$

В соотношении $P(t, x)$ выполним ряд преобразований многочисленных сверток, приводящих к виду [14]

$$P(t, x) = F_1 \cdot \bar{F}(t)G_0(x) + \int_0^t \int_0^x P(t-y, x-z)dG(z)dF(y).$$

Полученное уравнение принадлежит к классу интегральных уравнений типа Вольтерра второго рода. Существование и единственность решения этого уравнения не вызывает сомнения. В то же время получить в явном виде решение этого уравнения непросто, за исключением, быть может, экспоненциального закона распределения случайных величин. Причем следует заметить, что использование стандартных асимптотических методов исследования данного уравнения, применяемых в теории восстановления, не приводит к содержательным результатам из-за особенностей его свободного члена. Так в [11] приведены двусторонние оценки вероятности $P(t, x)$ в терминах производящей функции, экспоненциальная оценка вероятности приводится в [12], а в [13] рассмотрен случай векторной нагрузки. Наконец для нахождения решения приведенного уравнения можно использовать численные методы, например, метод итераций.

Поскольку вероятность того, что определяющий параметр не вышел за заданные границы работоспособности затруднительно записать в аналитическом виде, то возникает необходимость в получении асимптотического соотношения этой вероятности. При дальнейших вычислениях будем рассматривать центрированные значения определяющего параметра, следовательно, все моменты нечетного порядка таких случайных величин будут равны нулю. Пусть $\Delta = \max_k(\tau_i)$, $b_k = M\Theta_k^2$. Чтобы доказать, что вероятность того, что определяющий параметр не пересечет заданный уровень, распределена по гауссовскому закону, достаточно показать справедливость равенства

$$M \cdot \exp(i \cdot u \cdot \Theta_{N(t)}) = \exp(-u^2 b(t)/2), \quad (2)$$

где $M \cdot \exp(i \cdot u \cdot \Theta_{N(t)})$ – характеристическая функция, которая вводится соотношениями

$$\Theta(u, t) = \int_{-\infty}^{\infty} e^{iux} dF_{\Theta_{N(t)}}(x) = M e^{iu\Theta_{N(t)}}, \quad b(t) = M\Theta_{N(t)}^2 = \sum_{k=0}^{N(t)} b_k, \quad i = \sqrt{-1},$$

где x – действительная переменная.

Представим $M \exp(iu\Theta_{N(t)})$ в виде

$$M e^{iu\Theta_{N(t)}} = \prod_{k=0}^{N(t)} M e^{iu\Theta_k}.$$

Очевидно, что для доказательства (2) необходимо показать справедливость равенства

$$\prod_{k=0}^{N(t)} M e^{iu\Theta_k} - \prod_{k=0}^{N(t)} M(1 + iu\Theta_k - \Theta_k^2 u^2 / 2) = \prod_{k=0}^{N(t)} M e^{iu\Theta_k} - \prod_{k=0}^{N(t)} (1 - u^2 b_k / 2), \quad (3)$$

где $M\Theta_k = 0$ и $M\Theta_k^2 = b_k$.

Оценим левую часть выражения (3), для чего воспользуемся замечаниями к теореме 4, приведенной в [17]:

$$\left| \prod_{k=0}^{N(t)} M e^{iu\Theta_k} - \prod_{k=0}^{N(t)} M(1 + iu\Theta_k - \Theta_k^2 u^2/2) \right| \leq \frac{u^4}{24} \sum_{k=0}^{N(t)} M \Theta_k^4.$$

Там же показана справедливость оценки

$$\sum_{k=0}^{N(t)} M \Theta_k^4 \leq \sup_k \Theta_k^2 \sum_{k=0}^{N(t)} M \Theta_k^2.$$

Поскольку все случайные величины Θ_i имеют конечные значения, то очевидно, что $\sup \Theta_k^2$ ограничен, тогда

$$\sum_{k=0}^{N(t)} M \Theta_k^4 \leq \sup_k \Theta_k^2 \sum_{k=0}^{N(t)} M \Theta_k^2 \leq \sup_k \Theta_k^2 \sum_{k=0}^{N(t)} b_k^2.$$

Теперь нетрудно увидеть, что при $\Delta \rightarrow 0$ и непрерывной функции $b(t)$ выполняется [17]

$$\begin{aligned} \left| \prod_{k=0}^{N(t)} M e^{iu\Theta_k} - \prod_{k=0}^{N(t)} M(1 + iu\Theta_k - \Theta_k^2 u^2/2) \right| &\leq \frac{u^4}{24} \sum_{k=0}^{N(t)} M \Theta_k^4 \leq \sup_k \Theta_k^2 \sum_{k=0}^{N(t)} b_k^2 = \\ &= \sup_k \Theta_k^2 b(t) \rightarrow 0. \end{aligned}$$

В силу равенства нулю левой части выражения получили требуемое соотношение

$$M e^{iu\Theta_{N(t)}} = \prod_{k=0}^{N(t)} M e^{iu\Theta_k} = \lim_{\Delta \rightarrow 0} \prod_{k=0}^{N(t)} (1 - u^2 b_k / 2) = \exp(-u^2 b(t)/2).$$

Таким образом показано, что вероятность того, что определяющий параметр не пересечет заданный уровень, соответствует нормальному закону распределения. Перепишем вероятность безотказной работы изделия иначе:

$$P\left(\sum_{i=0}^{N(t)} \Theta_i \leq x\right) = P\left(\sum_{i=0}^{N(t)} \Theta'_i \leq x - \sum_{i=0}^{N(t)} \Theta_i\right),$$

где $\Theta'_t = \Theta_t - M\Theta_t$. Отметим, что $M\Theta'_t = 0$ и $D\Theta'_t = b(t)$, тогда вероятность безотказной работы изделия можно записать в виде

$$P\left(\sum_{i=0}^{N(t)} \Theta'_i \leq x - M \sum_{i=0}^{N(t)} \Theta_i\right) = \frac{1}{\sqrt{2\pi} b(t)} \int_{-\infty}^{x - M \sum_{i=0}^{N(t)} \Theta_i} \exp(-x^2/2b(t)^2) dx.$$

Вычислим теперь математическое ожидание и дисперсию случайной величины, представленной суммой набора Θ_i , используя важное свойство характеристической функции [7, 8]:

$$\left. \frac{d^n \Theta(u, t)}{du^n} \right|_{u=0} = i^n M(\Theta_{N(t)})^n.$$

При вычислении характеристической функции использовалось предположение о независимости случайных величин Θ_i , $i = 1, 2, 3, \dots, N(t)$ в совокупности, а также то, что все случайные величины, быть может, кроме величины Θ_0 , одинаково распределены.

Записанное соотношение позволяет легко определять любые моменты распределения случайных величин. Математическое ожидание случайной величины $\Theta_{N(t)}$ представим так:

$$\frac{d}{du} \Theta(u, t) = i M(\Theta_0 e^{iu\Theta_0}) M(e^{iu\Theta_{N(t)}}) + i M(e^{iu\Theta_0}) M(N(t)) M(\Theta e^{iu\Theta_{(N(t)-1)}}).$$

Тогда, положив $u = 0$, получим асимптотическое соотношение для математического ожидания значения определяющего параметра изделия в момент времени t

$$M\Theta_{N(t)} = M\Theta_0 + MN(t)M\Theta = M\Theta_0 + H(t)M\Theta,$$

где $H(t) = MN(t)$ – функция восстановления процесса $\{T_x\}_{x>0}$. Элементарная теорема восстановления позволяет переписать соотношение для математического ожидания значения определяющего параметра в виде [14]

$$M\Theta_{N(t)} \cong M\Theta_0 + M\Theta t/M\tau. \quad (4)$$

Применение усиленной элементарной теоремы восстановления уточняет соотношение (4) [16]:

$$M\Theta_{N(t)} \cong M\Theta_0 + (t/M\tau + 0,5 \cdot (\sigma_\tau^2/(M\tau)^2 - 1))M\Theta, \quad (5)$$

где $\sigma_\tau^2 = D\tau = M(\tau - M\tau)^2$ – дисперсия случайной величины τ .

Напомним, что все результаты теории восстановления, полученные в асимптотической постановке, справедливы для каждого начального распределения $F_1(t)$, и по этой причине в соотношении (5) и далее случайная величина τ_0 отсутствует. Заметим, что если величина предельного значения изменения определяющего параметра

$$x = M\Theta_{N(T_\Theta)}$$

известна, то из соотношения (5) можно получить среднюю наработку изделия T_Θ до пересечения заданной границы:

$$T_\Theta = ((M\Theta_{N(T_\Theta)} - M\Theta_0)/M\Theta - 0,5 \times M\tau^2/(M\tau)^2 + 1)M\tau. \quad (6)$$

Дисперсия случайной величины $\Theta_{N(t)}$ определяется аналогично тому, как это выполнялось при вычислении математического ожидания. Опуская промежуточные вычисления, запишем конечное соотношение для дисперсии

$$D\Theta_{N(t)} = D\Theta_0 + (M\Theta)^2 DN(t) + H(t)D\Theta$$

или

$$D\Theta_{N(t)} = \sigma_{\Theta_0}^2 + t(M\Theta)^2/M\tau \times (\sigma_\tau^2/(M\tau)^2 + \sigma_\Theta^2/(M\Theta)^2). \quad (7)$$

Вернувшись к первоначальным обозначениям и учитывая (3), запишем вероятность того, что определяющий параметр не пересечет заданный уровень x следующим образом:

$$P(\Theta_0 + \sum_{i=1}^{N(t)} \Theta_i \leq x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi D\Theta_{N(t)}}} \cdot \int_{-\infty}^{x-M\Theta_{N(t)}} \exp(-x^2/2D\Theta_{N(t)}) dx. \quad (8)$$

Таким образом, показано, что при естественных предположениях вероятность того, что определяющий параметр изделия не пересечет заданной границы работоспособности, описывается нормальным распределением. Поскольку распределение случайной величины $\Sigma\Theta_i$ зависит только от длительности $\tau_i = t_{i+1} - t_i$ для $i \geq 1$, то изучаемый процесс функционирования изделия асимптотически однороден по времени t .

В частном случае, когда случайным является только начальное значение определяющего параметра, вероятность того, что определяющий параметр не пересечет заданный уровень x , такова:

$$P(\Theta_0 + \sum_{i=1}^{N(t)} \Theta_i \leq x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi \sigma_0^2}} \int_{-\infty}^{x-M\Theta_{N(t)}} \exp(-x^2/2\sigma_0^2) dx.$$

Таким образом, получены асимптотические соотношения для вероятности того, что определяющий параметр не вышел за заданные границы работоспособности, а также средней наработки до отказа изделия.

Используя данные диагностических измерений определяющих параметров работоспособности расходомеров ШАДР-32М реактора РБМК-1000, вычислим значения приведенных здесь показателей надежности датчиков расхода. Заметим, что каждый год непосредственно перед планово-предупредительным ремонтом производятся диагностические измерения параметров каждого расходомера по двум параметрам: минимальному значению отрицательной полуволны амплитуды на входе транзисторного измерительного блока расхода (ТИБР) и среднеквадратическому отклонению по периоду вращения шара расходомера. При отклонениях диагностических параметров от допустимых значений производится замена соответствующего расходомера, т.е. реализуется процедура обслуживания по состоянию. Статистический материал измерений контрольных параметров расходомеров позволяет определять прогнозное значение средней наработки датчика до пересечения любым из определяющих параметров установленного уровня.

Поскольку значения определяющих параметров датчика ШАДР-32М в каждые моменты времени, в которые выполняются измерения, – это независимые случайные величины, то целесообразно выполнять вычисления показателей надежности датчика по каждому из определяющих параметров отдельно. Анализ статистических данных, полученных при диагностических измерениях, позволил оценить математические моменты определяющих параметров [18]: минимальное значение отрицательной полуволны амплитуды на входе ТИБР и среднеквадратическое отклонение по периоду вращения шара расходомера. Так для первого определяющего параметра работоспособности расходомера – минимального значения отрицательной полуволны амплитуды – результаты оценки математических моментов, необходимых для дальнейших вычислений, приведены в табл. 1, для второго определяющего параметра математические моменты приведены в табл. 2, в табл. 3 содержатся значения математического ожидания и дисперсии продолжительности межремонтного периода.

Таблица 1

Значения математического ожидания и дисперсия минимального значения отрицательной полуволны амплитуды на входе ТИБР

MA_{min}	DA_{min}	$MA_{min\ 0}$	$DA_{min\ 0}$
- 0,77	5,047	12,41	7,905

Таблица 2

Значения математического ожидания и дисперсия среднеквадратического отклонения по периоду вращения шара расходомера

$M\sigma_T$	$D\sigma_T$	$M\sigma_{T0}$	$D\sigma_{T0}$
0,00287	0,00003374	0,027	0,0000109

Таблица 3

Математическое ожидание и дисперсия продолжительности межремонтного периода

$M\tau$	$D\tau$
8645	34590

Используя параметры случайных величин минимального значения отрицательной полуволны амплитуды на входе ТИБР и продолжительности межремонтного периода, приведенных в табл. 1 и 3, вычислим среднюю наработку до пересечения заданного

уровня $\Theta_{N(T_A)} = 4$ мВ минимумом отрицательной полуволны амплитуды на входе ТИБР. Поставляя в (6), имеем $T_A = 98740$ ч. По данным табл. 2 и 3 вычисляем среднюю наработку до пересечения заданного уровня среднеквадратическим отклонением по периоду вращения шара расходомера ШАДР-32М. Отметим, что значение заданного уровня – это неслучайная величина. Так, при $\Theta_{N(T_\sigma)} = 0,04$ имеем $T_\sigma = 43480$ ч, а при $\Theta_{N(T_\sigma)} = 0,056$ средняя наработка составит величину $T_\sigma = 91670$ ч.

При вычислении вероятности безотказной работы датчика расхода теплоносителя будем учитывать то, что определяющие параметры работоспособности расходомеров – независимые случайные величины, а также критерии отказов по этим параметрам. Тогда вероятность безотказной работы расходомера запишем так:

$$P(t) = \frac{1}{2\pi\sqrt{D1 \times D2}} \times \int_{C1}^{\infty} \exp(-x^2/2(D1)) dx \times \int_{-\infty}^{C2} \exp(-y^2/2(D2)) dy,$$

где

$$D1 = DA_{min0} + t(DA_{min0}/D\tau + (MA_{min0})^2 D\tau/(M\tau)^3);$$

$$C1 = \Theta_{N(T_A)} - MA_{min0} - (t/M\tau + 0,5 D\tau/(M\tau)^2 - 0,5) MA_{min0};$$

$$D2 = D\sigma_{T_0} + t(D\sigma_T/D\tau + (M\sigma_T)^2 \cdot D\tau/(M\tau)^3);$$

$$C2 = \Theta_{N(T_A)} - M\sigma_{T_0} - (t/M\tau + 0,5 \cdot D\tau/(M\tau)^2 - 0,5) M\sigma_T.$$

Зависимость вероятности безотказной работы датчика расхода от его времени функционирования показана на рис. 2, 3.

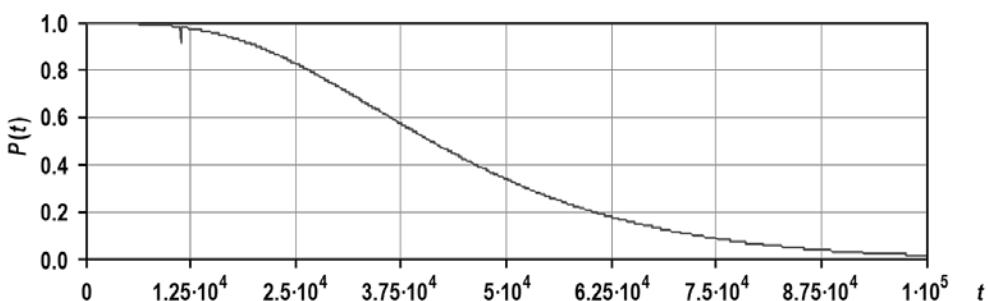


Рис. 2. Зависимость вероятности безотказной работы датчика расхода от времени t при заданном уровне работоспособности $\Theta_{N(T_\sigma)} = 0,04$

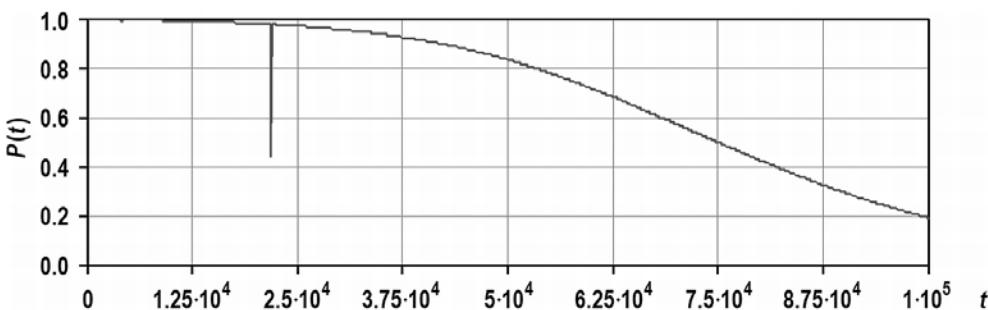


Рис. 3. Зависимость вероятности безотказной работы датчика расхода от времени t при заданном уровне работоспособности $\Theta_{N(T_\sigma)} = 0,056$

Таким образом, выполненные расчеты показателей надежности датчика ШАДР-32М и зависимости, представленные на рис. 2, 3, указывают на то, что замены датчиков, как правило, выполняются из-за того, что среднеквадратическое отклонение по периоду вращения шара расходомера пересекает заданный уровень раньше, чем минимум отрицательной полуволны амплитуды соответствующий уровень.

ВЫВОДЫ

Разработана математическая модель параметрической надежности, учитывающая статистические данные диагностических измерений двух определяющих параметров работоспособности расходомеров ШАДР-32М реактора РБМК-1000: минимального значения отрицательной полуволны амплитуды и среднеквадратического отклонения по периоду вращения шара расходомера. На основании анализа математической модели надежности процесса функционирования датчика расхода получены асимптотические соотношения средней наработки изделия до пересечения заданной границы каждым определяющим параметром и вероятность безотказной работы. При анализе математической модели параметрической надежности не делались предположения о законах распределений случайных величин.

На основании статистических данных диагностических измерений вычислены количественные значения показателей надежности датчиков расхода.

Литература

1. Острейковский В.А. Сальников Н.Л. Вероятностное прогнозирование работоспособности элементов ЯЭУ. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 416 с.
2. Дружинин Г.В. Надежность автоматизированных систем. – М.: Энергия, 1977. – 534 с.
3. Капур С., Ламберсон Л. Надежность и проектирование систем. – М.: Мир, 1980. – 598 с.
4. Стрельников В.П. Модели отказов механических систем. – Киев: Знание, 1982. – 22 с.
5. Пугачев В.С., Синицын И.Н. Теория стохастических систем: Учеб. пособие. – М.: Логос, 2000. – 1000 с.
6. Прохоров Ю.В., Розанов Ю.А. Теория вероятностей. Основные понятия. Предельные теоремы. Случайные процессы. – М.: Наука, 1987. – 400 с.
7. Королюк В.С., Портенко Н.И., Скороход А.В., Турбин А.Ф. Справочник по теории вероятностей и математической статистике. – Киев: Наукова думка, 1978. – 581 с.
8. Гихман И.И., Скороход А.В. Стохастические дифференциальные уравнения. – Киев: Наукова думка, 1968. – 356 с.
9. Абрамов О.В., Катуева Я.В. Параллельные алгоритмы анализа и оптимизации параметрической надежности // Надежность. – 2005. – №4. – С. 19-26.
10. Аугутис Ю., Алзбутас Р., Матузас В. Управление надежностью системы измерения расхода теплоносителя ШАДР-32М в реакторе РБМК-1500.// ISSN 0235 – 7208. Energetika. – 2002. – №4. – С. 27-32.
11. Перегуда А.И., Андреев А.Г. Асимптотический метод вычисления показателей долговечности изделий, функционирующих в условиях ударных нагрузок // Надежность. – 2007. – Т. 3. – №22. – С. 31-39.
12. Перегуда А.И., Соборова И.А., Грошев А.И. Вопросы оценки надежности изделий, подверженных дискретной деградации.// Известия вузов. Ядерная энергетика. – №3. – 2000. – С. 27-34.
13. Перегуда А.И., Андреев А.Г. Оценка надежности и долговечности изделий, подверженных многомерным циклическим воздействиям // Атомная энергия, – 2007. – Т. 102. – Вып. 6. – С. 351-358.
14. Перегуда А.И., Соборова И.А. Надежность и долговечность. Модели, показатели и методы их вычисления: Научная монография. – Обнинск: ИАТЭ, 2006. – 225 с.
15. Кокс Д., Смит. С. Теория восстановления. – М.: Советское радио, 1967. – 298 с.
16. Байхельт Ф., Франкен П. Надежность и техническое обслуживание. Математический подход. Пер. с нем. – М.: Радио и связь, 1988. – 393 с.
17. Гихман И.И., Скороход А.В. Теория случайных процессов. – Т. 2 – М.: Наука, 1985. – 640 с.
18. Айвазян С.А., Енюков И.С., Мешалкин Л.Д. Прикладная статистика. Исследование зависимостей. – М.: Финансы и статистика, 1985 – 488 с.

Поступила в редакцию 09.12.2016 г.

Авторы

Перегуда Аркадий Иванович, профессор, доктор техн. наук
E-mail: Pereguda@iate.obninck.ru

Белозеров Владимир Иванович, доцент, канд. техн. наук
E-mail: V.I.Belozerov@iate.obninsk.ru

UDC 62-192:519.6

PREDICTION OF RELIABILITY OF FLOW SENSORS OF SHADR-32M HEAT CARRIER

Pereguda A.I., Belozerov V.I.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering,
National Research Nuclear University «MEPhI»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg. 249040 Russia

ABSTRACT

The complexity of technical systems, such as nuclear power plants, necessitates reliability assessments especially of the equipment that may affect the reactor operation safety. These assessments are also required for commercial reasons. In this context, of great importance are the tasks associated with investigation of regularities of the equipment and process parameter variations as well as development of methods and algorithms to obtain quantitative reliability indicators for the gradual (parametric) failures. The article considers these tasks with respect to the SHADR-32M flow rate sensors of RBMK-1000 reactor. Analysis was made of statistical data on periodic diagnostic measurements of the two defining performance parameters of SHADR-32M flow meters: the minimum value of the negative half-wave amplitude and standard deviation for the rotation period of the flow meter ball, which made it possible to develop a mathematical model of the sensor parametrical reliability. This flowmeter mathematical reliability model is a random process which is a superposition of a simple recovery process and a stochastic process with independent increments. A study of the mathematical model of the flow sensor operation reliability allowed us to obtain a closed form of the ratio of the flowmeter mean time to the crossing of a given border by each of the governing parameters and the probability of the flowmeter failure in the asymptotic setting without any assumptions about the laws of random variable distributions. The obtained results can be easily generalized for the case when the vector dimension of determining parameters is more than two without a significant complication of results. The use of the research results is illustrated by calculating quantitative parametric reliability indicators of the flow sensors.

Key words: parametric reliability, security system, random values, failure time, stochastic process, mean time, distribution function.

REFERENCES

1. Ostreykovskiy V.A. Salnikov N.L. *Veroyatnostnoye prognozirovaniye rabotosposobnosti elementov YaEU* [Probabilistic performance forecasting of nuclear power facility components]. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1990. 416 p. (in Russian).
2. Druzhinin G.V. *Nadezhnost avtomatizirovannykh system* [Reliability of automated systems]. Moscow. Energiya Publ., 1977. 534 p. (in Russian).
3. Kapur S., Lamberson L. *Nadezhnost i proektirovaniye system* [Reliability in Engineering Design]. Trans. from Eng. Moscow. Mir Publ., 1980, 598 p. (in Russian).
4. Strelnikov V.P. *Modeli otkazov mekhanicheskikh system* [Mechanical system failure

- models]. Kiev. Znanie Publ., 1982. 22 p. (in Russian).
5. Pugachev V.S., Sinicyn I.N. *Teoriya stokhasticheskikh system* [Stochastic system theory]. Textbook. Moscow. Logos Publ., 2000, 1000 p. (in Russian).
6. Prokhorov Yu.V., Rozanov Yu.A. *Teoriya veroyatnostey. Osnovnye ponyatiya. Predelnye teoremy. Sluchaynye protsessy* [Theory of probability. Basic concepts. Limit theorems. Random processes]. Moscow. Nauka Publ., 1987, 400 p. (in Russian).
7. Korolyuk V.S., Portenko N.I., Skorokhod A.V., Turbin A.F. *Spravochnik po teorii veroyatnostey i matematicheskoy statistike* [Handbook on probability theory and mathematical statistics]. Kiev. Naukova Dumka Publ., 1978, 581 p. (in Russian).
8. Gikhman I.I., Skorokhod A.V. *Stokhasticheskiye differencialnye uravneniya* [Stochastic differential equations]. Kiev. Naukova Dumka Publ., 1968, 356 p. (in Russian).
9. Abramov O.V., Katuyeva Ya.V. Parallel algorithms for analysis and optimization of parametric reliability. *Nadezhnost'*, 2005, no. 4, pp. 19-26 (in Russian).
10. Augustis Yu., Alzbutas R., Matuzas V. *Upravleniye nadezhnostyu sistemy izmereniya raskhoda teplonositelya ShADR-32M v reaktore RBMK-1500* [Reliability management of ShADR-32M coolant flow measurement system in RBMK-1500 reactor]. ISSN 0235 – 7208. *Energetika* [Power Engineering]. 2002, no. 4, pp. 27-32 (in Russian).
11. Pereguda A.I., Andreyev A.G. The asymptotic method for calculating durability indicators of products operating under shock loads. *Nadezhnost'*, 2007, v. 3, no. 22, pp. 31-39 (in Russian).
12. Pereguda A.I., Soborova I.A., Groshev A.I. Issues of assessing the reliability of products subject to discrete degradation. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2000, no. 3, pp. 27-34 (in Russian).
13. Pereguda A.I., Andreyev A.G. Evaluation of reliability and durability of products subject to cyclical multidimensional impacts. *Atomnaya energiya*. 2007, v. 102, iss. 6, pp. 351-358 (in Russian).
14. Pereguda A.I., Soborova I.A. *Nadezhnost i dolgovechnost. Modeli, pokazateli i metody ikh vychisleniya* [Reliability and durability. Models, indicators and calculation methods]. Monograph. Odninsk: IATE Publ., 2006. 225 p. (in Russian).
15. Cox D., Smith. S. *Teoriya vosstanovleniya* [Renewal Theory] Trans. from Eng. Moscow. Sovetskoe radio Publ., 1967, 298 p. (in Russian).
16. Beichelt F., Franken P. *Nadezhnost i tekhnicheskoye obsluzhivaniye. Matematicheskiy podkhod* [Reliability and Maintenance. Mathematical Approach]. Trans. from Ger. Moscow. Radio i Svyaz' Publ., 1988. 393 p. (in Russian).
17. Gikhman I.I., Skorokhod A.V. *Teoriya sluchaynykh protsessov* [Theory of random processes]. Vol. 2. Moscow. Nauka Publ., 1985. 640 p. (in Russian).
18. Ayvazyan S.A., Enyukov I.S., Meshalkin L.D. *Prikladnaya statistika. Issledovaniye zavisimostey* [Applied statistics. Research of dependencies]. Moscow. Finansy i Statistika Publ., 1985. 488 p. (in Russian).

Authors

Pereguda Arkadij Ivanovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: Pereguda@iate.obninck.ru

Belozerov Vladimir Ivanovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: V.I.Belozerov@iate.obninsk.ru

РАСПУХАНИЕ УЛУЧШЕННОЙ СТАЛИ Х16Н15М2ГТФР ПРИ СКОРОСТИ НАБОРА ДОЗЫ ОТ $1 \cdot 10^{-8}$ ДО $1,7 \cdot 10^{-6}$ СНА/С

Е.А. Кинёв, В.Л. Панченко

*АО «Институт реакторных материалов»,
624250, Свердловская обл., г. Заречный, а/я 29*



Радиационное распухание негативно отражается на работоспособности конструкционных узлов активной зоны реакторов на быстрых нейтронах (РБН). Поиск новых и улучшение известных сталей для снижения распухания является важной задачей.

Оболочечная сталь Х16Н15М2ГТФР в период с 2003 г. по настоящее время показывает существенное увеличение радиационной стойкости как результат совершенствования состава и термообработки. Силами АО «ИРМ» изучено распухание стали Х16Н15М2ГТФР улучшенной технологии, получены данные о температуре максимального распухания и средней скорости распухания в типичных диапазонах температур теплоносителя и скорости набора дозы быстрого реактора.

Результаты основаны на измерениях распухания методами гидростатического взвешивания и просвечивающей микроскопии. Погрешности гидростатических измерений рассмотрены с привлечением данных металлографии и выбора иммерсионной жидкости.

Установлено, что средняя скорость распухания улучшенной стали Х16Н15М2ГТФР при температуре максимального распухания находится в диапазоне от 0,04 до 0,14%/сна. Наблюдается сдвиг этой температуры от 460 до 520°C с ростом максимальной повреждающей дозы в интервале от 60 до 80 сна ($1,3 \cdot 10^{-6}$ и $1,7 \cdot 10^{-6}$ сна/с соответственно). При дозах менее 10 сна и температурах ниже 400°C скорость среднего распухания может достигать 0,04%/сна. При температурах около 600°C и дозах менее 50 сна скорость распухания не превышает 0,01%/сна за весь период наблюдения.

Ключевые слова: сталь Х16Н15М2ГТФР, средняя скорость радиационного распухания, температура максимального распухания, скорость набора дозы.

ВВЕДЕНИЕ

Радиационное распухание в потоке нейтронов высоких энергий негативно отражается на свойствах конструкционных элементов активной зоны РБН [1 - 5]. Внедрение новых и улучшение известных сталей для снижения распухания является важной практической задачей, в рамках которой актуально исследование таких характеристик, как средняя скорость и температура максимального распухания.

Начиная с 2003 г. радиационная стойкость оболочечной стали Х16Н15М2ГТФР улучшается путем совершенствования состава и термообработки [6 – 8]. Прогресс улучшения стали затрудняется длительными сроками облучения и многообразием повреждаю-

щих факторов (скорость набора и максимум повреждающей дозы, градиент температуры, напряженно-деформированное состояние). Важное значение для адекватной оценки результатов облучения имеют методические особенности послереакторного материаловедения [9].

Силами АО «ИРМ» изучалось распухание улучшенной стали Х16Н15М2ГТФР. Получен массив данных для температуры максимального распухания (характеристической температуры) и средней скорости распухания в типичных для РБН диапазонах температур $370 - 650^{\circ}\text{C}$ и скоростей набора дозы от $1 \cdot 10^{-8}$ до $1,7 \cdot 10^{-6}$ сна/с. Цель работы – анализ полученных результатов.

МАТЕРИАЛ И МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

Распухание оболочечных образцов РБН из улучшенной стали Х16Н15М2ГТФР с различной термообработкой и вариациями химического состава изучали методами дистанционного гидростатического взвешивания и лабораторной просвечивающей микроскопии с относительной погрешностью 0,5 и 15% соответственно [10, 11].

Время реакторного облучения оболочек составляло 1,5 – 2 года. Максимальные повреждающие дозы 60 – 85 сна получены при температуре $520 \pm 10^{\circ}\text{C}$, минимальная доза на уровне 0,5 сна – при 370°C . Погрешности определения средней температуры облучения материала составляли $\pm 10^{\circ}\text{C}$, а повреждающей дозы – менее 1 сна. Интервалы скоростей набора дозы для трех исследованных выборок материала с максимальной повреждающей дозой 60, 70 и 83 сна представлены на рис. 1.

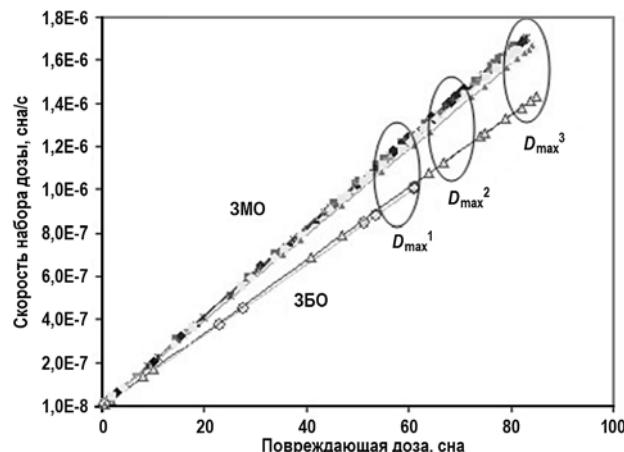


Рис.1. Интенсивность облучения выборок стали с максимальными дозами D_{max}^1 , D_{max}^2 , D_{max}^3 в зонах малого (ЗМО) и большого (ЗБО) обогащений РБН

Методические погрешности дистанционных гидростатических измерений анализировали с привлечением результатов оптической металлографии, просвечивающей электронной микроскопии и выбора иммерсионной жидкости (дистиллированной воды с добавкой поверхностно-активного вещества и керосина). Эффекты, связанные с изменением структурно-фазового состояния стали под облучением не учитывали.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Массив средних скоростей радиационного распухания улучшенной стали Х16Н15М2ГТФР на ранних этапах испытания (выборка D_{max}^1 с максимальными повреждающими дозами ~ 60 сна) приведён на рис. 2а. В области низких ($< 400^{\circ}\text{C}$) и высоких ($> 580^{\circ}\text{C}$) температур при дозах менее 25 и 55 сна соответственно скорость распухания остается ниже 0,01%/сна. Пик скорости распухания $\sim 0,04\%/\text{sna}$ достигается при характеристической температуре на уровне $450 - 460^{\circ}\text{C}$ и дозах порядка 50 сна.

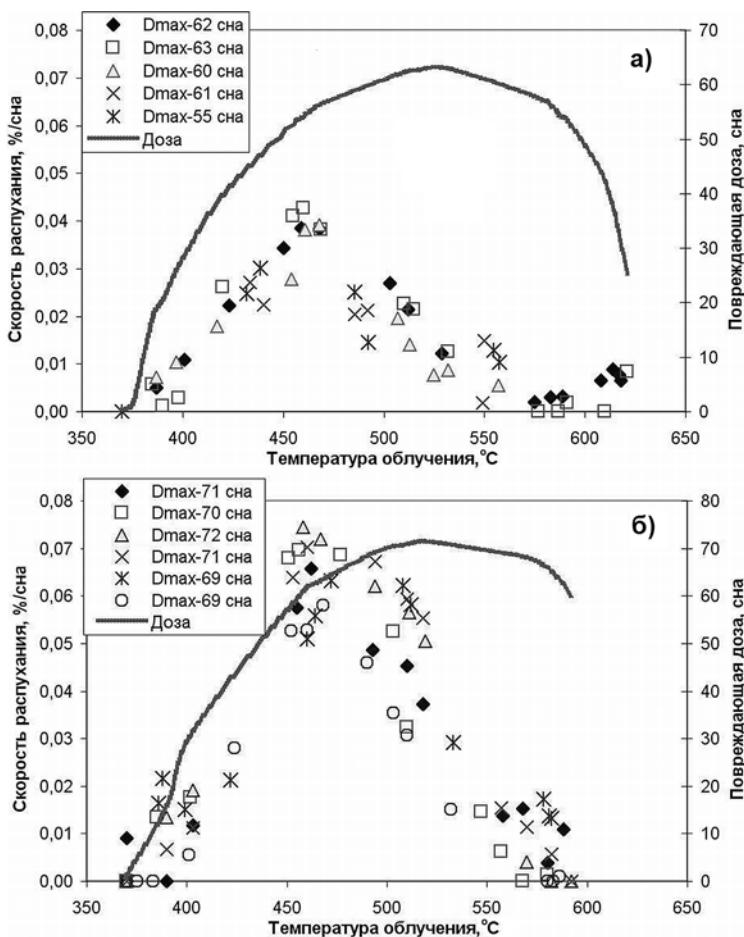


Рис. 2. Скорости распухания стали в условиях реакторного облучения, реализованного для выборок D_{\max}^1 (а) и D_{\max}^2 (б)

Увеличение сроков испытаний стали с целью достижения максимальных повреждающих доз порядка 70 сна (выборка D_{\max}^2) вызывает рост средней скорости распухания во всем температурном диапазоне (рис. 2б). Ниже 400°C и дозах до 30 сна, а также выше 580°C и дозах менее 65 сна скорость распухания составляет 0,01 – 0,02%/сна. Скорость максимального распухания при характеристических температурах 460 – 470°C и дозах ~ 65 сна достигает 0,06 – 0,075%/сна.

Массив результатов распухания партий стали с максимальными дозами 80 – 83 сна (выборка D_{\max}^3) является наиболее представительным и условно разбит на этапы, связанные с совершенствованием трубной технологии в течение 2003 – 2006 гг. и с 2007 по 2009 гг. (рис. 3). Массив демонстрирует рост характеристической температуры максимального распухания (до 480 – 520°C) с тенденцией сдвига пика скорости распухания в область максимальных повреждающих доз. Диапазон максимальных скоростей распухания стали составляет от 0,08 до 0,20%/сна.

Последние годы изготовления стали X16H15M2ГТФР преимущественно характеризуются максимальной скоростью ее распухания менее 0,13%/сна (рис. 3б). Более высокие значения этого показателя, полученные за все годы испытаний, следует считать неперспективными, а лучшие (менее 0,10%/сна) – как реальную возможность обеспечения работоспособности стали X16H15M2ГТФР при дозах 110 – 140 сна.

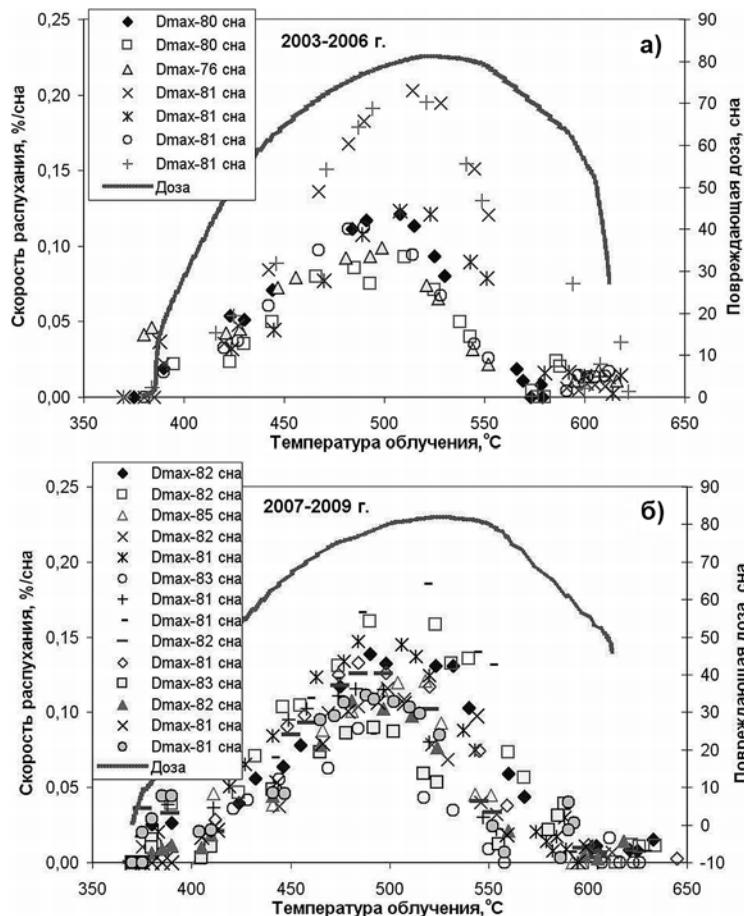


Рис. 3. Скорости распухания стали в условиях реакторного облучения выборки D_{\max}^3 до 2006 г. (а) и после 2007 г. (б)

Низкотемпературное поведение улучшенной стали при дозах менее 40 сна для выборки D_{\max}^3 характеризуется скоростью распухания менее 0,05%/сна. Результаты оценки высокотемпературной (выше 580°C и доза на уровне 50 – 60 сна) скорости распухания (до 0,04%/сна, по данным гидростатики) требуют дополнительных комментариев, так как не согласуются с результатами геометрических измерений.

В процессе многолетних исследований показано, что при температурах более 580°C сталь X16H15M2ГТФР подвергается коррозионным повреждениям агрессивными продуктами деления ядерного топлива [12]. Глубина таких повреждений может достигать десятков микрон и вносить существенный вклад в погрешность гидростатических измерений скорости распухания, представленной на рис. 2 и 3.

Для исключения погрешностей выполнен комплекс сравнительных измерений распухания с применением иммерсионной жидкости высокой проникающей способности (керосин против дистиллята H₂O) и просвечивающей электронной микроскопии (ПЭМ). В результате наглядно показано, что фактическая скорость высокотемпературного распухания образцов стали для выборки D_{\max}^3 не превышает 0,01%/сна (табл. 1). В условиях низкотемпературного распухания при отсутствии коррозионного фактора результаты измерений распухания гидростатическим методом в дистиллированной воде и электронной микроскопии находятся в удовлетворительном соответствии (табл. 2).

Таблица 1

Высокотемпературное распухание стали X16H15M2ГТФР по данным гидростатических измерений и ПЭМ

Год изготовления	Номер образца	$T, ^\circ\text{C}$	$D, \text{сна}$	Скорость набора дозы, сна/с	Распухание, %		ПЭМ	Скорость распухания, %/сна (минимум)		
					Иммерсионная жидкость					
					H_2O	керосин				
2005	5302-16	585	42,5	$8,7 \cdot 10^{-7}$	1,3*	—	0,7	0,016		
2006	5541-26	604	50,5	$1,0 \cdot 10^{-6}$	0,4	—	0,5	0,008		
	5541-72	600	50,2	$1,0 \cdot 10^{-6}$	0,7*	—	0,5	0,008		
	5541-66	600	63,0	$1,3 \cdot 10^{-6}$	0,2	0,1	—	< 0,001		
		608	58,0	$1,2 \cdot 10^{-6}$	0,9*	0,1	—	0,002		
		618	51,0	$1,0 \cdot 10^{-6}$	1,5*	0,3	—	0,006		
2007	5770-25	584	45,5	$9,4 \cdot 10^{-7}$	0,7	—	0,3	0,007		
	5928-116	595	62,0	$1,3 \cdot 10^{-6}$	0,6*	—	0,1	0,002		
	5939-64	612	52,0	$8,7 \cdot 10^{-7}$	0,3	—	0,1	0,002		

* Межкристаллитная коррозия внутренней поверхности глубиной 20 – 30 мкм

Таблица 2

Низкотемпературное распухание стали X16H15M2ГТФР по данным гидростатических измерений и ПЭМ

Год изготовления	Номер образца	$T, ^\circ\text{C}$	$D, \text{сна}$	Скорость набора дозы, сна/с	Распухание, %		ПЭМ	Скорость распухания, %/сна (минимум)
					Иммерсионная жидкость H_2O	ПЭМ		
2003	4872/110	370	1,5	$3,1 \cdot 10^{-8}$	0,04	0,02	0,013	
2005	5302/16	420	48,0	$9,8 \cdot 10^{-7}$	1,1	1,5	0,023	
2006	5506/64	440	57,7	$1,2 \cdot 10^{-6}$	4,5	4,5	0,078	
	5541/72	390	18	$3,6 \cdot 10^{-7}$	0,3	0,3	0,017	
		415	46,0	$9,3 \cdot 10^{-7}$	1,5	1,6	0,033	
2007	5928/116	370	0,5	$1,0 \cdot 10^{-8}$	0,0	< 0,03	< 0,060	
	5770/25	419	50,0	$1,0 \cdot 10^{-6}$	2,5	2,7	0,050	

Анализ средней скорости высокотемпературного распухания улучшенной стали по годам изготовления (помимо вышесказанного) иллюстрирует благоприятную тенденцию увеличения ее радиационной стойкости (см. табл. 1). Для низких температур это не столь очевидно из-за различий в скорости набора дозы (см. табл. 2).

Влияние скорости набора дозы при разных температурах облучения на скорость радиационного распухания улучшенной стали X16H15M2ГТФР иллюстрирует рис. 4. Здесь приведена скорость распухания стали только в диапазоне температур от 370 до 540 °C, поскольку при более высоких температурах распухание замедляется (см. рис. 2, 3) из-за интенсивной рекомбинации и миграции вакансационных дефектов радиационного происхождения на стоки: границы зерен, дислокации. С увеличением ресурса испытаний от максимальной дозы ~ 60 (скорость набора $1,3 \cdot 10^{-6}$ сна/с) до 83 сна (скорость набора $1,7 \cdot 10^{-6}$ сна/с) характеристическая температура максимума распухания возрастает от 460

до примерно 510°C (см. рис. 4). Дополнительно прослеживается, что при одинаковой скорости набора дозы средняя скорость распухания стали монотонно увеличивается с ростом времени и дозы облучения. Одновременно высокий разброс максимальных скоростей распухания в область малых значений (до $0,06\%/\text{сна}$) показывает перспективу промышленного освоения стали X16H15M2ГТФР с повышенной стойкостью к распуханию при характеристической температуре $500 \pm 10^{\circ}\text{C}$.

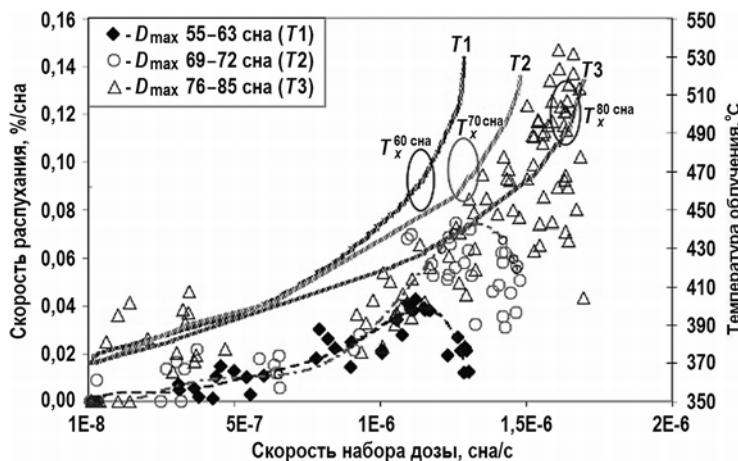


Рис.4. Рост характеристической температуры (T_x) максимального распухания стали X16H15M2ГТФР в условиях РБН (при $T_{обл} < 540^{\circ}\text{C}$)

Фактор роста характеристической температуры максимального распухания улучшенной стали X16H15M2ГТФР с ростом скорости набора дозы вполне согласуется с известными результатами имитационного ионного облучения аустенитной стали X18H10T [13], а также с экспериментами на РБН [4, 5]. Дополнительное влияние на кинетику и характеристическую температуру распухания стали должно оказывать накопление трансгенного гелия, образующего термически стабильные гелийвакансационные комплексы [5, 14]. По данным [15, 16], концентрация гелия в стали ЧС-68 после эксплуатации в течение 560-ти эффективных суток может достигать ~ 60 ррт. Таким образом, скорость рекомбинации радиационных вакансий с ростом температуры облучения может стабилизироваться и сопровождаться подростом характеристической температуры максимума распухания.

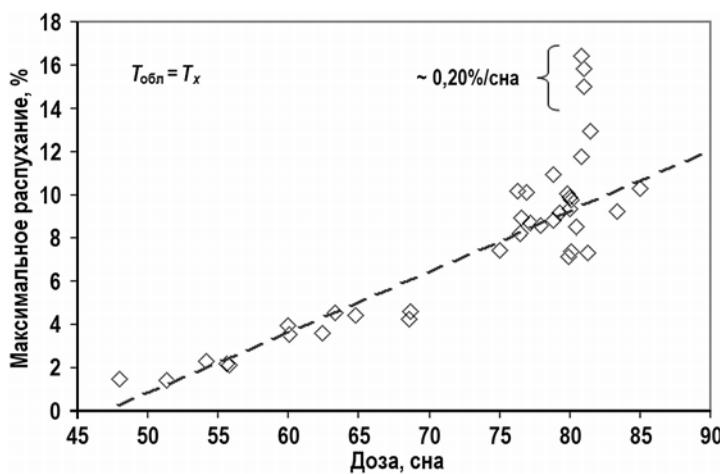


Рис. 5. Инкубационная доза стационарного распухания при характеристической температуре T_x облучения и скорости набора дозы $1,710^{-6}$ сна/с

Инкубационная доза начала стационарного распухания улучшенной стали

X16H15M2ГТФР при температуре облучения, равной характеристической, средней скорости распухания 0,12%/сна и максимальной скорости набора дозы $1,7 \cdot 10^{-6}$ сна/с составляет 47 сна (рис. 5). Неперспективные партии стали со средней скоростью распухания 0,2%/сна не являются показательными в массиве обработанных данных ввиду неоптимального сочетания технологических параметров термообработки и легирования.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Установлено, что средняя скорость радиационного распухания промышленных партий улучшенной стали X16H15M2ГТФР при характеристической температуре максимального распухания находится в диапазоне от 0,04 до 0,14%/сна. Наблюдается тенденция сдвига характеристической температуры от 460 до 520°C с ростом максимальной повреждающей дозы от 60 до 83 сна (скорости набора $1,3 \cdot 10^{-6}$ и $1,7 \cdot 10^{-6}$ сна/с соответственно). При низких дозах (< 40 сна) и минимальных температурах (< 400°C) средняя скорость распухания не превышает 0,05%/сна. Высокотемпературная коррозия материала дает погрешность в гидростатические измерения, но по данным электронной микроскопии при температурах выше 600°C и дозах менее 60 сна средняя скорость распухания не превышает 0,01%/сна за весь период наблюдения.

2. Эксплуатация улучшенной стали X16H15M2ГТФР при характеристических температурах максимального распухания $500 \pm 10^\circ\text{C}$ и скорости набора дозы $1,7 \cdot 10^{-6}$ сна/с возможна до повреждающей дозы не менее 100 сна при средней скорости радиационного распухания не выше 0,14%/сна.

3. Лучшие партии стали X16H15M2ГТФР в условиях высокоэнергетического нейтронного облучения показывают скорость распухания на уровне 0,08 – 0,1%/сна, обеспечивая перспективу работоспособности конструкционных и топливных элементов РБН при 110 – 140 сна.

4. Инкубационная доза начала стационарного распухания стали при $500 \pm 10^\circ\text{C}$ составляет 47 сна.

Литература

1. Уолтерс А., Рейнольдс А. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах. / Пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 624 с.
2. Поролло С.И., Конобеев Ю.В. Электронно-микроскопические исследования распухания и микроструктуры стали ЭП-172 в холоднодеформированном состоянии, облученной в качестве оболочек твэлов реактора БН-600 до высоких повреждающих доз / Сб. докл. IX Российской конференции по реакторному материаловедению. – Димитровград, НИИАР, 2009. – С.550-559.
3. Андрианов А.Н., Чернов В.М. Радиационная повреждаемость материалов ядерных энергетических установок (ЯЭУ) // ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2005. – Вып. 2. – № 65. – С. 3-11.
4. Будылкин Н.И., Миронова Е.Г., Митрофанова Н.М., Чернов В.М. Влияние скорости набора повреждающей дозы на распухание аустенитных сталей типа 16Cr-15Ni-3Mo-Nb, облученных в реакторах на быстрых нейтронах БОР-60 и БН-350 // ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2005. – Вып. 2. – № 65. – С. 48-54.
5. Амаев А.Д., Крюков А.М., Неклюдов И.М. и др. Радиационная повреждаемость и работоспособность конструкционных материалов. – СПб.: Политехника, 1997. – 312 с.
6. Баканов М.В., Мальцев В.В., Ошканов Н.Н., Чуев В.В. Основные результаты эксплуатации конструкционных материалов в активных зонах реактора БН-600 // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – № 1. – С. 177-186.
7. Баканов М.В., Мальцев В.В., Ошканов Н.Н., Чуев В.В. Основные результаты контроля работоспособности твэлов с оболочками из аустенитных сталей нового поколения // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – № 1. – С. 187-195.
8. Солонин М.И., Иолтуховский А.Г., Бибилашвили Ю.К. и др. Проблемы создания и модификации нержавеющих сталей для деталей активных зон реакторов на быстрых нейтрон-

- нах и термоядерного реактора синтеза // Избранные труды ВНИИНМ. – М.: ФГУП ВНИИНМ. – 2002. – Т. 1. - С. 276-288.
9. Портных И.А., Козлов А.В. Методология количественного анализа радиационной пористости в металлах // ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2002. – Вып. 1. – № 59. – С. 41-54.
10. Плаченов Т.Г., Колосенцев С.Д. Порометрия. – Л.: Химия, 1988. – 176 с.
11. ГОСТ 20018-74 (ИСО 3369-75). Сплавы твердые спеченные. Метод определения плотности. Введ. 1976-01-01. - М.: Изд-во стандартов, 1986. - 5 с.
12. Кинев Е.А. Внутритвэльная коррозия оболочек из нержавеющей стали в условиях реакторного облучения // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 2. – С. 107-113.
13. Кальченко А.С., Брык В.В., Воеводин В.Н., Лазарев Н.П. Моделирование распускания стали X18H10T в имитационных и реакторных условиях // ВАНТ. Серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. – 2009. – Вып. 4. – № 2. – С. 131-139.
14. Чернов И.И., Бирюкова С.Ю., Калин Б.А. и др. Влияние дозы облучения на развитие и поведение гелия в ГЦК и ОЦК сталях // ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2006. – Вып. 1. – № 66. – С.396-404.
15. Блохин А.И., Дёмин Н.А., Леонтьева-Смирнова М.В. и др. Активация и трансмутация конструкционных материалов в различных нейтронных полях // ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2006. – Вып. 1. – № 66. – С. 88-104.
16. Блохин Д.А., Чернов В.М., Митрофанова Н.М. и др. Ядерно-физические свойства аустенитных сталей ЧС68 и ЭК164 в условиях длительного нейтронного облучения в реакторе БН-600 // ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2015. – Вып. 3. – № 82. – С.22-37.

Поступила в редакцию 05.01.2017 г.

Авторы

Кинёв Евгений Александрович, ведущий научный сотрудник, канд. техн. наук
E-mail: kinev007@yandex.ru irm@irmatom.ru

Панченко Валерий Леонидович, начальник лаборатории
E-mail: irm@irmatom.ru

UDC 621.039.531

SWELLING OF 16Cr-15Ni-2Mo-Mn-Ti-V-B STEEL UNDER DOSE RATE FROM $1 \cdot 10^{-8}$ TO $1,7 \cdot 10^{-6}$ DPA/S

Kinev E.A., Panchenko V.L.

JSC «Institute of Nuclear Materials»
Post box 29, Zarechny, Sverdlovsk reg., 624250 Russia

ABSTRACT

Radiation-induced swelling has a negative influence on the structural unit availability of the fast neutron reactor core. Therefore if to reduce swelling it is an important task to search for new steels and improve known ones.

Since 2003 the 16Cr-15Ni-2Mo-Mn-Ti-V-B steel shows a significant increase in radiation resistance as a result of the improvement of composition and heat treatment. The swelling of 16Cr-15Ni-2Mo-Mn-Ti-V-B improved steel is studied with JSC INM's forces. The data about the maximum swelling temperature and the average speed of swelling in typical temperature ranges of the coolant and the dose rate of fast reactor was obtained.

Research materials are based on the results of hydrostatic weighing and transmission microscopy measurements of steel samples density and swelling. Specific matters of hydrostatic measurement errors were discussed considering metallography data and immersion liquid choice.

It was found that the average swelling rate of 16Cr-15Ni-2Mo-Mn-Ti-V-B improved steel under maximum swelling characteristic temperature is within the range of 0,04 – 0,14 %/dpa. There is a tendency of the characteristic temperature shift from 460 to 520°C as maximum damage dose increases from 60 to 80 dpa ($1,3 \cdot 10^{-6}$ and $1,7 \cdot 10^{-6}$ dpa/s respectively). At low (less than 10 dpa) damage doses and minimum (less than 400°C) temperatures the swelling rate can reach 0,04 %/dpa. High-temperature metal corrosion causes hydrostatic measurement errors. According to the electron microscopy data, at temperature about 600°C and damage dose below 50 dpa, swelling rate does not exceed 0,01 %/dpa throughout the whole observation period.

Key words: 16Cr-15Ni-2Mo-Mn-Ti-V-B steel, average radiation-induced swelling rate, maximum swelling temperature, dose rate.

REFERENCES

1. Wolters A, Reinolds A. Reaktory-razmnozhiteli na bystryh nejtronah. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1986. 624 p. (in Russian).
2. Porollo S.I., Konobeev Yu.V. Elektronno-mikroskopicheskie issledovaniya raspuhaniya i mikrostruktury stali EP-172 v holodnodeformirovannom sostoyanii, obluchennoy v kachestve obolochek tvelov reaktora BN-600 do vysokih povrezhdayushchih doz. Proc. IX Russian Conf. on Reactor material science. Dimitrovgrad. NIIAR Publ., 2009, pp. 550-559 (in Russian).
3. Andrianov A.N., Chernov V.M. Radiatsionnaya povrezhdaemost' materialov yadernyh energeticheskikh ustavovok. VANT. Ser. Material science and new material. 2005, v. 2, no. 65, pp. 3-11 (in Russian).
4. Budylkin N.I., Mironova E.G., Mitrofanova N.M., Chernov V.M. The influence of the damage dose rate on swelling of austenitic steels as type 16Cr-15Ni-3Mo-Nb which irradiated in BOR-60 and BN-350 fast reactors. *Ibid.*, pp. 48-54 (in Russian).
5. Amaev A.D., Kryukov A.M., Neklyudov I.M., Parshin A.M., Platonov P.A., Tihonov A.N., Hlopin N.S., Shtrombah Ya.I. Radiatsionnaya povrezhdaemost' i rabotosposobnost' konstruktsionnyh materialov. St. Petersburg. Polytechnica Publ., 1997. 312 p. (in Russian).
6. Bakanov M.V., Maltsev V.V., Oshkanov N.N., Chuev V.V. Osnovnye rezul'taty ekspluatatsii konstruktsionnyh materialov v aktivnyh zonah reaktora BN-600. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2011, no. 1, pp. 177-186 (in Russian).
7. Bakanov M.V., Maltsev V.V., Oshkanov N.N., Chuev V.V. The main results of workability control of fuel rods with new generation austenitic steel claddings. *Ibid.*, pp. 187-195 (in Russian).
8. Solonin M.I., Ioltuhovskiy A.G., Bibilashvili Yu.K., Leont'eva-Smirnova M.V., Medvedeva E.A., Mitrofanova N.M., Budanov Yu.P., Chernov V.M., Tselishev A.V. Problemy sozdaniya i modifikatsii nerzhaveyushih staley dlya detaley aktivnyh zon reaktorov na bystryh nejtronah i termoyadernogo reaktora sinteza. Select VNIINM proceeding. Moscow. VNIINM Publ., 2002, v. 1, pp. 276-288 (in Russian).
9. Portnykh I.A., Kozlov A.V. Metodologiya kolichestvennogo analiza radiatsionnoy poristosti v metallah. VANT. Ser. Material science and new material. 2002, v. 1, no. 59, pp. 41-54 (in Russian).
10. Plachenov T.G., Kolosentsev S.D. *Porometriya*. Leningrad. Khimiya Publ., 1988, 176 p. (in Russian).
11. State Standard 20018-74 (ISO 3369-75). Splavy tverdye spechenye. Metod opredeleniya plotnosti. Intr. 1976-01-01. Moscow. Standards Publ., 1986, 5 p. (in Russian).
12. Kinev E.A. Vnutritvel'naja korroziya obolochek iz nerzhaveyushej stali v usloviyah reaktornogo materialovedeniya. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2008, no. 2, pp. 107-113 (in Russian).

13. Kalchenko A.S., Bryk V.V., Voevodin V.N., Lazarev N.P. Simulation of 18Cr-10Ni-TI steel swelling in imitation and reactor conditions. *VANT. Ser. Radiation damage physics and radiation material science.* 2009, v. 4, no. 2, pp. 131-139 (in Russian).
14. Chernov I.I., Biryukova S.Yu., Kalin B.A., Mo Htet Vin., Tan Sve. The influence of radiation dose on the development and behavior of helium in FCC and BCC steels. *VANT. Ser. Material science and new materials.* 2006, v. 1, no. 66, pp. 396-404 (in Russian).
15. Blohin A.I., Demin N.A., Leont'eva-Smirnova M.V., Potapenko M.M., Chernov V.M. Activation and transmutation of constructional materials in various neutron fields. *Ibid.*, pp. 88-104 (in Russian).
16. Blohin D.A., Chernov V.M., Mitrofanova N.M., Tselishev A.V., Blohin A.I. Yadernofizicheskie svojstva austenitnyh stalej CHS68 i EK164 v usloviyah dlitel'nogo nejtronnogo oblucheniya v reaktore BN-600. *VANT. Ser. Material science and new material.* 2015, v. 3, no. 82, pp. 22-37 (in Russian).

Authors

Kinev Evgenij Aleksandrovich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: kinev007@yandex.ru irm@irmatom.ru

Panchenko Valerij Leonidovich, Head of Laboratory

E-mail: irm@irmatom.ru

КОМПЬЮТЕРНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕРМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ С УЧАСТИЕМ РАДИОНУКЛИДОВ КАЛЬЦИЯ, СТРОНЦИЯ И ЦЕЗИЯ ПРИ НАГРЕВЕ РАДИОАКТИВНОГО ГРАФИТА В АТМОСФЕРЕ УГЛЕКИСЛОГО ГАЗА

Н.М. Барбин*, **, И.А. Сидаш**, Д.И. Терентьев**, С.Г Алексеев**

* Уральский государственный аграрный университет

620075, г. Екатеринбург, ул. Карла Либкнехта, 42

** Уральский институт ГПС МЧС России

620062, г. Екатеринбург, ул. Мира, 22



При проектировании ядерных реакторов не предусматривались технические решения по выводу из эксплуатации, а также отсутствовали безопасные технологии обращения с облученным реакторным графитом. Выход из эксплуатации уран-графитовых реакторов представляет собой комплекс сложных задач, связанных с выбором оптимальных способов и методов обращения с радиоактивным графитом. Компьютерное моделирование процесса переработки реакторного графита нагреванием в углекислом газе позволяет определить поведение радиоактивных элементов. С помощью компьютерного моделирования изучено поведение Ca, Sr, Cs при нагреве радиоактивного графита в атмосфере углекислого газа. Установлено, что кальций присутствует в виде паров Ca, CaO, CaCl, CaCl₂, ионов Ca⁺, CaO⁺ и в конденсированных формах CaCO₃, CaCl₂, CaO. Стронций присутствует в виде паров Sr, SrO, SrCl, SrCl₂, ионов Sr²⁺, SrO⁺ и в конденсированных формах SrCl₂, SrCO₃, SrO. Цезий присутствует в виде паров Cs, CsCl, ионов Cs⁺ и в конденсированной фазе CsCl₂. Выявлены основные реакции и определены их константы равновесия. Полученные данные показывают, что при температурах 573 – 973 К происходит образование паров хлоридов кальция, стронция и цезия. Увеличение температуры до 1373 К приводит к протеканию термической ионизации хлорида цезия и образованию ионизированного цезия. При увеличении температуры до 2273 К наблюдается термическая ионизация стронция и цезия и образуются ионизированные кальций и стронций.

Ключевые слова: термодинамическое моделирование, термические процессы, константа равновесия, радионуклиды, радиоактивный графит, нагревание, углекислый газ.

ВВЕДЕНИЕ

Атомные станции являются одним из основных источников выработки электроэнергии. В России 40% АЭС используют в конструкции ядерных реакторов графит в качестве замедлителя и отражателя нейтронов. При проектировании ядерных реакторов не

© Н.М. Барбин, И.А. Сидаш, Д.И. Терентьев, С.Г Алексеев, 2017

предусматривались технические решения по выводу из эксплуатации, а также отсутствовали безопасные технологии обращения с облученным реакторным графитом [1, 2].

Вывод из эксплуатации уран-графитовых реакторов представляет собой комплекс сложных задач, связанных с выбором оптимальных способов и методов обращения с радиоактивным графитом [3].

Одним из способов снижения радиоактивности графита является его высокотемпературная термическая обработка в различных средах. Под действием температуры часть радионуклидов переходит в газообразное состояние и удаляется из системы [4, 5].

Окисление радиоактивного графита газообразными газифицирующими агентами, такими как воздух, кислород, углекислый газ, водяной пар и их смеси, испытывается в лабораторных масштабах. Компьютерное моделирование процесса переработки реакторного графита нагреванием в углекислом газе позволяет предварительно оценить поведение радиоактивных элементов.

В работе рассматривается поведение кальция, стронция и цезия при нагревании реакторного графита в атмосфере углекислого газа. Нагревание графита в атмосфере углекислого газа возможно при возникновении запроектной аварии на графитогазовом ядерном реакторе.

МЕТОДИКА РАСЧЕТА

Исследования проводили с использованием метода термодинамического моделирования [6 – 10], который успешно применялся для изучения неорганических веществ при высоких температурах в материаловедении [9 – 13], а также в физике [10 – 16].

Термодинамическое моделирование заключается в термодинамическом анализе равновесного состояния систем в целом (полный термодинамический анализ). Теоретические основы термодинамического моделирования изложены в работах [7 – 10].

Радиоактивные элементы, присутствующие в реакторном графите, и их химические соединения, термодинамические свойства которых были учтены при термодинамическом моделировании, приведены в табл. 1. Химические свойства стабильных нерадиоактивных элементов не отличаются от свойств их радиоактивных изотопов [6, 7].

Таблица 1

Радионуклиды в графите

Радионуклид	Период полураспада, лет [17]	Тип соединения
^{41}Ca	102 000	$\text{Ca}_{(r)}$, $\text{CaO}_{(\text{конд.})}$, $\text{CaO}_{(r)}$, $\text{CaCl}_{(r)}$, $\text{CaCl}_2_{(\text{конд.})}$, $\text{CaCl}_2_{(r)}$, $\text{CaCO}_3_{(\text{конд.})}$, $\text{CaUO}_4_{(\text{конд.})}$, Ca^+ , CaO^+ , CaCl^+
^{90}Sr	28,90	$\text{Sr}_{(r)}$, $\text{SrO}_{(\text{конд.})}$, $\text{SrO}_{(r)}$, $\text{SrCl}_{(r)}$, $\text{SrCl}_2_{(\text{конд.})}$, $\text{SrCl}_2_{(r)}$, $\text{SrCO}_3_{(\text{конд.})}$, Sr^+ , SrO^+ , SrCl^+
^{137}Cs , ^{134}Cs	30,1671 2,0652	$\text{Cs}_{(r)}$, $\text{CsO}_{(r)}$, $\text{CsCl}_{(\text{конд.})}$, $\text{CsCl}_{(r)}$, Cs^+

Для расчета использовалось программное обеспечение TEPPA, предназначенное для проведения исследования высокотемпературных процессов [18]. Исходно в задании к расчету предполагалось, что с учетом заданной атмосферы углекислого газа в исследуемом температурном интервале возможно образование твердого идеального раствора продуктов взаимодействия (ИРПВ), в состав которого могут войти вышеперечисленные оксиды и соли обсуждаемых радионуклидов. Также предполагалось, что летучие соединения, содержащие эти радионуклиды, могут принять участие в образовании идеального газового раствора продуктов взаимодействия.

Численный эксперимент проводился в атмосфере углекислого газа при начальном

давлении одна техническая атмосфера. Равновесная температура изменялась от 373 до 3273 К с шагом 100 К. Время изменения фазового состояния, газообмен с окружающей средой и скорость протекания реакций в рамках метода термодинамического моделирования равновесного состояния системы не рассматриваются.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

В результате компьютерного моделирования было изучено распределение кальция, стронция и цезия по равновесным фазам.

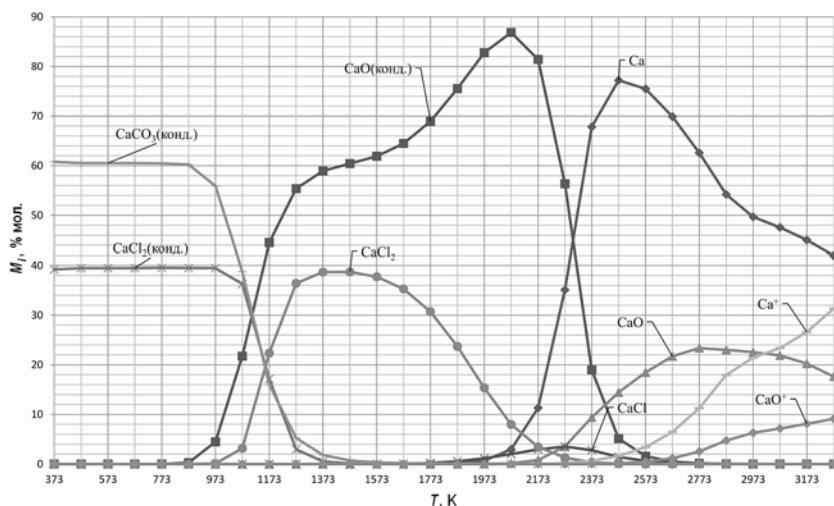


Рис.1. Распределение кальция по фазам

Согласно результатам моделирования, в равновесной системе помимо газовой фазы имеются две конденсированных: углеродная (графит) и твердый оксидно-солевой раствор продуктов взаимодействия. Углеродная фаза существует только в температурном интервале 373 – 973 К, а твердый раствор – в интервале 373 – 2873 К. Соединения-участники твердого оксидно-солевого раствора в данной статье отмечены индексом (конд.).

Причиной исчезновения углеродной фазы при 973 К следует считать взаимодействие с атмосферой CO₂ с образованием соответствующих количеств газообразного CO.

Распределение кальция по фазам представлено на рис. 1. В интервале 373 – 873 К практически весь кальций системы находится в составе твердого оксидно-солевого раствора в виде CaCO₃(конд.) (~60% мол.) и CaCl₂(конд.) (~40% мол.). Дальнейшее увеличение температуры до 1473 К приводит к появлению и росту содержания CaO(конд.) в твердом растворе, а также парообразного CaCl₂ в газовой фазе. Эти изменения в равновесном составе фаз соответствуют реакциям 5, 18 (табл. 2). В интервале температур от 1473 до 2073 К содержание CaO(конд.) в твердом оксидно-солевом растворе увеличивается, а содержание парообразного CaCl₂ в газовой фазе уменьшается, что может быть описано реакцией 23 (см. табл. 2). Увеличение равновесной температуры до 2373 К приводит к переходу в газовую фазу до 70% от общего количества кальция в системе в виде парообразного Ca, что объясняется реакцией 4. В составе твердого раствора при этой температуре остается около 20% от общего числа кальция в виде CaO(конд.). Остальная часть кальция (~10%) находится в газовой фазе в виде CaO в соответствии с реакцией 6. При температурах выше 2673 К весь кальций системы находится в составе газовой фазы. При увеличении температуры до 3273 К кальций распределяется в газовой фазе следующим образом: в виде парообразного Ca (~42% мол.); в виде парообразного ионизированного Ca⁺ (~31% мол.); в виде парообразного CaO (~18% мол.); в виде ионизированного CaO⁺ (~9% мол.).

Таблица 2

Процессы, протекающие в рассматриваемой системе

Наименование группы	№	Реакция	Температурный интервал, К
Химическая реакция, протекающая между конденсированным веществом и газом (паром)	1	$\text{CaCO}_3(\text{конд.}) + \text{SrCl}_2 = \text{CaCl}_2 + \text{SrCO}_3(\text{конд.})$	973 – 1373
	2	$2\text{CaCl}_2(\text{конд.}) + 3\text{CO}_2 + \text{C}(\text{конд.}) = 2\text{CaO}(\text{конд.}) + 4\text{ClCO}$	973 – 1573
	3	$\text{CaO}(\text{конд.}) + \text{CO} = \text{Ca} + \text{CO}_2$	2073 – 2473
	4	$\text{CaO}(\text{конд.}) + \text{CO} = \text{Ca} + \text{CO}_2$	2073 – 2373
Термическое испарение конденсированных веществ	5	$\text{CaCl}_2(\text{конд.}) = \text{CaCl}_2$	973 – 1373
	6	$\text{CaO}(\text{конд.}) = \text{CaO}$	2273 – 2673
	7	$\text{SrCl}_2(\text{конд.}) = \text{SrCl}_2$	1173 – 1573
	8	$\text{CsCl}(\text{конд.}) = \text{CsCl}$	573 – 973
	9	$\text{SrO}(\text{конд.}) = \text{SrO}$	2073 – 2573
Термическая диссоциация в паровой фазе	10	$\text{CaCl}_2 = \text{Ca} + \text{Cl}_2$	1873 – 2173
	11	$\text{SrCl}_2 = \text{Sr} + 2\text{Cl}$	2073 – 2573
Термическая ионизация в паровой фазе	12	$\text{CaO} = \text{Ca}^+ + \text{O}^-$	2373 – 3173
	13	$\text{SrO} = \text{Sr}^+ + \text{O}^-$	2573 – 3273
	14	$\text{SrO} = \text{SrO}^+ + \text{e}^-$	2573 – 3273
	15	$\text{Sr} + \text{O}_2 = \text{SrO}^+ + \text{O}^-$	2373 – 3273
	16	$\text{Sr} = \text{Sr}^+ + \text{e}^-$	2373 – 3273
	17	$\text{CsCl} = \text{Cs}^+ + \text{Cl}^-$	1373 – 2573
Термическое разложение твердых веществ	18	$\text{CaCO}_3(\text{конд.}) = \text{CaO}(\text{конд.}) + \text{CO}_2$	873 – 1373
	19	$\text{SrCO}_3(\text{конд.}) = \text{SrO}(\text{конд.}) + \text{CO}_2$	973 – 1573
Твердофазные химические реакции	20	$\text{SrCl}_2(\text{конд.}) + \text{CaCO}_3(\text{конд.}) = \text{SrCO}_3(\text{конд.}) + \text{CaCl}_2(\text{конд.})$	873 – 1073
Химические реакции в паровой фазе	21	$\text{SrCl}_2 + 2\text{CO} = \text{Sr} + 2\text{ClCO}$	1773 – 2373
	22	$2\text{SrCl}_2 + 3\text{O}_2 = 2\text{SrO} + 4\text{ClO}$	1873 – 2573
	23	$\text{CaCl}_2 + \text{CO}_2 = \text{CaO}(\text{конд.}) + 2\text{Cl} + \text{CO}$	1473 – 2073

Распределение стронция по фазам представлено на рис. 2. В интервале температур от 373 до 973 К весь стронций системы находится в составе твердого оксидно-солевого раствора преимущественно в виде $\text{SrCl}_2(\text{конд.})$, а также $\text{SrCO}_3(\text{конд.})$. При увеличении равновесной температуры до 1073 К становится заметным перестроение состава, которое можно описать реакцией 20 (см. табл. 2). Дальнейшее увеличение температуры от 973 до 1573 К приводит к появлению и быстрому увеличению содержания парообразного SrCl_2 до 97% от общего количества стронция в системе в результате протекания реакции 7. В этом же температурном интервале происходит разложение $\text{SrCO}_3(\text{конд.})$ в соответствии с реакцией 19. В температурном интервале от 2073 до 2573 К наблюдается разложение паров SrCl_2 , а также происходит испарение оставшейся части $\text{SrO}(\text{конд.})$ в соответствии с реакциями 9, 11. При температуре 2573 К весь стронций оказывается в газовой фазе. В интервале темпе-

ратур от 2373 до 3273 К наблюдается ионизация паров, содержащих стронций, в соответствии с реакциями 14, 16.

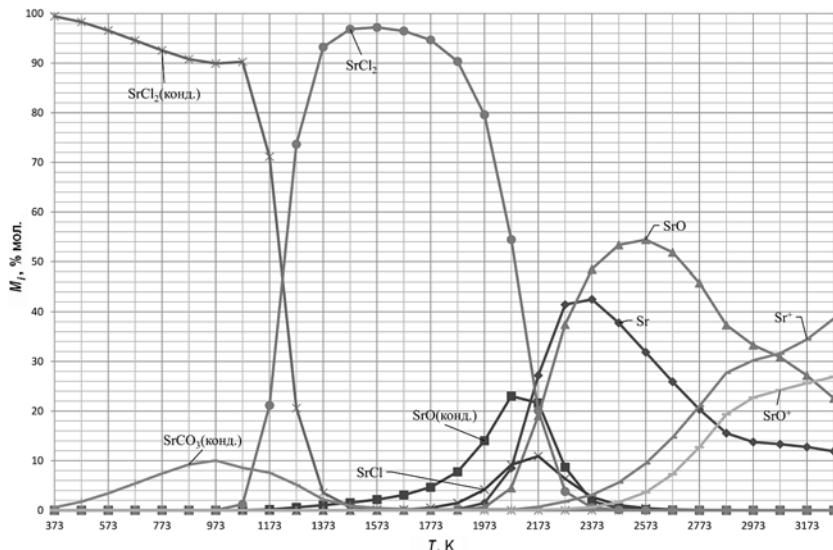


Рис.2. Распределение стронция по фазам

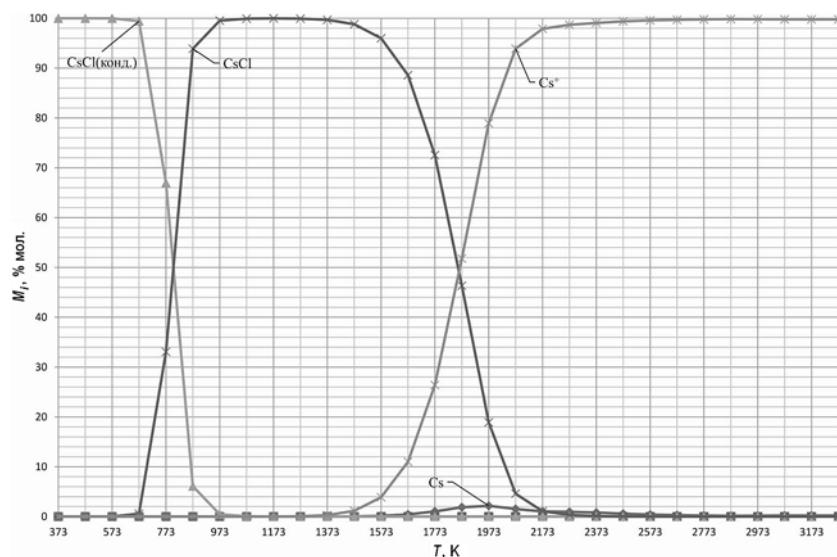


Рис.3. Распределение цезия по фазам

Распределение цезия по фазам представлено на рис. 3. При температурах 373 – 673 К весь цезий системы находится в составе оксидно-солевого твердого раствора в виде $\text{CsCl}_{(\text{конд.})}$. При увеличении равновесной температуры до 773 К начинается переход цезия в газовую фазу с образованием паров CsCl в результате реакции 8. При температурах выше 973 К цезий содержится только в газовой фазе. В интервале температур от 1373 до 2373 К наблюдается разложение CsCl по схеме 17 (см. табл. 2).

На основании полученных температурных зависимостей распределения радионуклидов по фазам и численных результатов моделирования был записан минимальный набор основных реакций.

Константы равновесия реакций (см. табл. 2) определяли используя найденные в модельных расчетах концентрации (в мольных долях) компонентов конденсирован-

ной и газовой фаз. Константы представлены в аналитической форме:

$$\ln K_i = \alpha_i + b_i(1/T).$$

Коэффициенты α_i и b_i уравнения рассчитаны методом наименьших квадратов и сведены в табл. 3.

Таблица 3

Коэффициенты констант равновесия

Реакция	Интервал температур, К	α	b	$\Delta\alpha$	Δb
1	973 – 1373	-12,12	31197,14	0,740	849,007
2	973 – 1573	73,3	-143825,39	0,553	677,754
3	2073 – 2473	12,95	-60927,82	0,02	44,084
4	2073 – 2373	12,98	-60983,94	0,02	43,79
5	973 – 1373	14,88	-32491,48	0,444	509,528
6	2273 – 2673	18,56	-78565,34	0,021	51,414
7	1173 – 1573	-13,33	6331,49	0,278	375,7
8	573 – 973	16,44	-23174	0,117	85,551
9	2073 – 2573	16,85	-65069,52	0,02	50,18
10	1873 – 2173	-12,2	-29932,11	0,771	1553,540
11	2073 – 2573	23,54	-108741,08	0,02	37,53
12	2373 – 3173	12,38	-99390,87	0,036	97,979
13	2573 – 3273	12,29	-99275,61	0,032	91,678
14	2573 – 3273	9,67	-79104,59	0,003	8,303
15	2373 – 3273	-7,49	-26562,55	0,945	2624,889
16	2373 – 3273	8,77	-72938,43	0,036	100,719
17	1373 – 2573	8,86	-56766,34	0,006	12,042
18	873 – 1373	17,73	-20537,16	0,208	225,457
19	973 – 1573	18,00	-26836,36	0,28	341,88
20	873 – 1073	-1,16	-1351,71	0,05	45,97
21	1773 – 2373	-1,24	-101279,11	0,009	18,006
22	1873 – 2573	15,99	-117665,58	3,392	7418,614
23	1473 – 2073	11,45	-47844,75	0,03	51,30

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Представлены результаты компьютерного моделирования термических процессов с участием Ca, Sr, Cs при нагреве радиоактивного графита в атмосфере углекислого газа. В результате моделирования получены графики температурной зависимости распределения радионуклидов по фазам в рассматриваемой системе. Определены характерные реакции и температурные интервалы, в которых они наблюдаются. Найдены температурные интервалы перехода радионуклидов из твердого оксидно-солевого раствора в газовую фазу. Рассчитаны константы равновесия.

Полученные данные показывают, что углекислый газ взаимодействует и с графитом, и с содержащимися в нем радиоактивными примесями. Показано, что цезий, имеющийся в рассмотренной системе, способен полностью перейти в газовую фазу

при равновесной температуре 973 К, а при равновесной температуре 1373 К – практически весь стронций. При этой же температуре в газовую фазу переходит около 40% от общего количества кальция, находящегося в системе. Температурой полного перехода этих трех радионуклидов в газовую фазу следует считать 2573 К.

Литература

1. Блинова И.В., Соколова И.Д. Обращение с радиоактивными графитовыми отходами // Атомная техника за рубежом. – 2012. – №6. – С. 3-14.
2. Цыганов А.А., Хвостов В.И., Комаров Е.А., Котлярский С.Г., Павлюк А.О., Шаманин И.В., Нестеров В.Н. Проблемы утилизации реакторного графита остановленных промышленных уран-графитовых реакторов // Известия Томского политехнического университета. – 2007. – Т. 310. – № 2. – С. 94-98
3. Роменков А.А., Ярмоленко О.А., Андреева Л.А., Ермошин Ф.Е., Туктаров М.А., Семенихин В.И., Уфаев Н.Н. Вывод из эксплуатации ядерных и радиационно опасных объектов, обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами // Атомная энергия. – 2006. – Т. 101. – № 5. – С. 372-379
4. Роменков А.А., Туктаров М.А., Пышкин В.П. Беспламенное сжигание РАО в расплаве солей // Междунар. журнал «Безопасность окружающей среды» – 2006. – № 3. С. 50-65.
5. Скачек М. А. Обращение с отработанным ядерным топливом и радиоактивными отходами АЭС. – М.: Изд. дом МЭИ, 2007.
6. Барбин Н.М., Пешков А.В. Оценка поведения радионуклидов при горении радиоактивного графита // Безопасность критических инфраструктур и территорий: Тезисы докладов II Всероссийской конференции и XII Школы молодых ученых. – Екатеринбург: УрО РАН. 2008. – С. 67.
7. Барбин Н.М., Терентьев Д.И., Пешков А.В., Алексеев С.Г. Термодинамическое моделирование поведения радионуклидов при нагреве (сжигании) радиоактивного графита в атмосфере воздуха // Пожаровзрывобезопасность. – 2014. – № 3. – С. 58-67.
8. Ватолин Н.А., Моисеев Г.К., Трусов Б.Г. Термодинамическое моделирование в высокотемпературных неорганических системах. – М.: Металлургия, 1994. – 352 с.
9. Барбин Н.М., Алексеев С.Г., Алексеев К.С. Применение термодинамического моделирования для изучения полимеров при нагревании // Известия Южного федерального университета. Технические науки. – 2013. – Т. 145. – № 8. – С. 245-247.
10. Терентьев Д.И., Барбин Н.М., Борисенко А.В., Алексеев С.Г. Термодинамическое исследование состава газовой фазы над расплавами системы Pb + Bi // Перспективные материалы. – 2011. – № 13. – С. 858-864.
11. Терентьев Д.И., Барбин Н.М., Борисенко А.В., Алексеев С.Г. Состав и теплофизические свойства системы (Pb-Bi) - пар при различных условиях // Прикладная физика. – 2012. – № 3. – С. 23.
12. Barbin N.M., Terentiev D.I., Alekseyev S.G. Computer calculations for thermal behavior of $\text{Na}_2\text{CO}_3\text{-Li}_2\text{CO}_3$ melt // Journal of Engineering Thermophysics. – 2011. – Vol. 20. – No. 3. – PP. 308-314.
13. Терентьев Д.И., Барбин Н.М., Борисенко А.В., Алексеев С.Г. Термодинамическое моделирование испарения расплавов Pb + Bi при различных давлениях // Химическая физика и мезоскопия. – 2011. – Т. 13. – № 3. – С. 350.
14. Барбин Н.М. Термодинамическое моделирование термического поведения расплавов $\text{Li}_2\text{CO}_3 + \text{Na}_2\text{CO}_3$ и $\text{CaCO}_3 + \text{Na}_2\text{CO}_3$ // Химическая физика и мезоскопия. – 2008. – Т. 10. – № 3. – С. 354-360.
15. Барбин Н.М., Тицина И.В., Терентьев Д.И., Алексеев С.Г. Термодинамическое моделирование паровой фазы при испарении расплавленного сплава Вуда при различных давлениях // Прикладная физика. – 2014. – № 3. – С. 12-16.
16. Барбин Н.М., Овчиникова И.В., Терентьев Д.И., Алексеев С.Г. Термодинамическое моделирование термических процессов, происходящих в расплавленном сплаве Вуда при различных условиях // Прикладная физика. – 2014. – № 3. – С. 8-11.
17. Баженов В.А., Булдаков Л.А., Васilenko И.Я. Вредные химические вещества. Радиоактивные вещества. – Л.: Химия, 1990.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

18. Белов Г.В., Трусов Б.Г. Термодинамическое моделирование химически реагирующих систем. – М.: МГТУ имени Н.Э. Баумана, 2013.

Поступила в редакцию 09.06.2016 г.

Авторы

Барбин Николай Михайлович, заведующий кафедрой, доктор техн. наук
E-mail: NMBarbin@mail.ru

Сидаш Илья Андреевич, старший преподаватель
E-mail: sidash_ilia@mail.ru

Терентьев Дмитрий Иванович, доцент, кандидат хим. наук
E-mail: svirepprey@mail.ru

Алексеев Сергей Геннадьевич, старший научный сотрудник, кандидат хим. наук
E-mail: 3608113@mail.ru

UDC 541.13+11

COMPUTER MODELING OF THERMAL PROCESSES WITH CALCIUM, STRONTIUM AND CESIUM RADIONUCLIDES WHEN RADIOACTIVE GRAPHITE IS HEATED IN THE CARBON DIOXIDE ATMOSPHERE

Barbin N.M.*, Sidash I.A.**, Terentiev D.I.**, Alekseyev S.G.**

* Ural State Agrarian University
42 Karl Libknekht str., Ekaterinburg, 620075 Russia

** Ural Institute of State Fire Service of EMERCOM of Russia
22 Mira str., Ekaterinburg, 620062 Russia

ABSTRACT

Nuclear power plants are one of the main sources of power generation. In designing nuclear reactors, no technical solutions for decommissioning were provided, nor were there safe technologies of handling irradiated reactor graphite. Decommissioning of uranium-graphite reactors represents a complex of difficult tasks connected with the choice of optimum ways and methods for handling radioactive graphite. Computer modeling of reactor graphite processing by heating in carbon dioxide makes it possible to determine the behavior of radioactive elements. Using computer modeling, the behavior of Ca, Sr and Cs was studied when the radioactive graphite was heated in the carbon dioxide atmosphere. It is found that calcium is present as vapors (Ca , CaO , CaCl , CaCl_2), ions (Ca^+ , CaO^+) and condensed forms (CaCO_3 , CaCl_2 , CaO). Strontium is present as vapors (Sr , SrO , SrCl , SrCl_2), ions (Sr^+ , SrO^+) and condensed forms (SrCl_2 , SrCO_3 , SrO). Cesium is present as vapors (Cs , CsCl), ions (Cs^-) and a condensed form (CsCl_2). The main reactions are identified and their equilibrium constants are determined. The obtained data show that, at temperatures of 573 to 973 K, vapors of calcium, strontium and cesium chlorides are generated. A temperature increase to 1373 K leads to the thermal ionization of cesium chloride and formation of ionized cesium. A temperature increase to 2273 K results in the thermal ionization of strontium and cesium and formation of ionized calcium and strontium.

Key words: thermodynamic modeling, thermal processes, equilibrium constant, radionuclides, radioactive graphite, heat, carbon dioxide.

REFERENCES

1. Blinova I.V., Sokolov I.D. Obrashcheniye s radioaktivnymi grafitovymi otkhodami [Radioactive graphite waste]. *Atomnaya tekhnika za rubezhom*, 2012, no. 6, pp. 3–14 (in Russian).
2. Tsyganov A.A., Khvostov V.I., Komarov E.A., Kotlyarevskiy S.G., Pavlyuk A.O., Shamanin I.V., Nesterov V.N. Problemy utilizatsii reaktornogo grafita ostavlennykh promyshlennykh uran-grafitovykh reaktorov [The problems of utilizing graphite of stopped graphite-uranium reactors]. *Izvestiya Tomskogo Politekhnicheskogo Universiteta*, 2007, no. 2, pp. 88–92 (in Russian).
3. Romenkov A.A., Yarmolenko O.A., Andreyeva L.A., Yermoshin F.E., Tuktarov M.A., Semenikhin V.I., Ufayev N.N. Vyvod iz ekspluatatsii yadernykh i radiatsionno-pasnykh obyektov, obrashcheniye s otrabotavshym yadernym toplivom i radioaktivnymi otkhodami [Decommissioning of nuclear and radiation hazardous objects, handling of spent nuclear fuel and radioactive waste]. *Atomnaya energiya*, 2006, no. 5, pp. 372–379 (in Russian).
4. Romenkov A.A., Tuktarov M.A., Pyshkin V.P. Besplamennoye szhiganiye RAO v rasplave soley [Flameless combustion of waste in salt melt]. *Bezopasnost' okruzhayuscheny sredy*, 2006, no. 3, pp. 50–65 (in Russian).
5. Skachek M.A. *Obrashcheniye s otrabotannym yadernym toplivom i radioaktivnymi otkhodami AES* [Handling of NPP spent nuclear fuel and radioactive nuclear waste]. Moscow, Izdatelskiy dom MEI Publ., 2007 (in Russian).
6. Barbin N.M., Peshkov A.V. Otsenka povedeniya radionuklidov pri goreniyu radioaktivnogo grafita. Bezopasnost' kriticheskikh infrastruktur i territoriy [Evaluation of the behavior of radionuclides during burning of radioactive graphite. Security of critical infrastructures and territories] *Proc. of the 2nd All-Russian Conf. and 12th School of Young Scientists*. Ekaterinburg, Ural branch of RAS Publ., 2013, p. 67 (in Russian).
7. Barbin N.M., Terentyev D.I., Peshkov A.V., Alekseyev S.G. Termodynamicheskoye modelirovaniye povedeniya radionuklidov pri nagreve (szhiganii) radioaktivnogo grafita v atmosfere vozdukh [Thermodynamic modeling of radionuclide behavior during heating (burning) of radioactive graphite in the air atmosphere]. *Pozharovzryvobezopasnost'*, 2014, no. 3, pp. 58–67 (in Russian).
8. Vatolin N.A., Moiseyev G.K., Trusov B.G. *Termodynamicheskoye modelirovaniye v vysokotemperurnykh neorganicheskikh sistemakh* [Thermodynamic modeling in High Temperature inorganic systems]. Moscow, Metallurgy Publ., 1994 (in Russian).
9. Barbin N.M., Alekseyev S.G., Alekseyev K.S. Primeneniye termodynamicheskogo modelirovaniya dlya izucheniya polimerov pri nagrevanii [Application of thermodynamic modeling for studying of polymers at heating]. *Izvestiya Yuzhnogo Federalnogo Universiteta. Tekhnicheskie nauki*, 2013, v. 145, no. 8, pp. 245–247 (in Russian).
10. Terentyev D.I., Barbin N.M., Borisenko A.V., Alekseyev S.G. Termodynamicheskoye issledovaniye sostava gazovoy fazy nad rasplavami sistemy Pb + Bi [Thermodynamic study of the composition of the gas phase above the melts of the Pb + Bi system]. *Perspektivnye materialy*, 2011, no. 13, pp. 858–864 (in Russian).
11. Terentyev D.I., Barbin N.M., Borisenko A.V., Alekseyev S.G. Sostav i teplofizicheskiye svoystva sistemy (Pb-Bi)-par pri razlichnykh usloviyakh [Composition and thermophysical properties of the (Pb+Bi) melt - vapor systems at various conditions]. *Prikladnaya fizika*, 2012, no. 3, p. 23 (in Russian).
12. Barbin N.M., Terentiev D.I., Alekseyev S.G. Computer calculations for thermal behavior of $\text{Na}_2\text{CO}_3\text{-Li}_2\text{CO}_3$ melt. *Journal of Engineering Thermophysics*, 2011, v. 20, no. 3, pp. 308–314.
13. Terentyev D.I., Barbin N.M., Borisenko A.V., Alekseev S.G. Termodynamicheskoye modelirovaniye ispareniya rasplavov Pb + Bi pri razlichnykh davleniyakh [Thermodynamic simulation of vaporization of Pb + Bi melts at different pressures]. *Himicheskaya fizika i mezoskopiya*, 2011, v. 13, no. 3, p. 350 (in Russian).
14. Barbin N.M. Termodynamicheskoye modelirovaniye termicheskogo povedeniya rasplavov $\text{Li}_2\text{CO}_3 + \text{Na}_2\text{CO}_3$ i $\text{CaCO}_3 + \text{Na}_2\text{CO}_3$ [Thermodynamic modeling of the thermal behavior of melts $\text{Li}_2\text{CO}_3 + \text{Na}_2\text{CO}_3$ and $\text{CaCO}_3 + \text{Na}_2\text{CO}_3$]. *Himicheskaya fizika i mezoskopiya*, 2008, v. 10, no. 3, pp. 354–360 (in Russian).
15. Barbin N.M., Tikina I.V., Terentyev D.I., Alekseyev S.G. Termodynamicheskoye

modelirovaniye parovoy fazy pri isparenii rasplavlennoego splava Vuda pri razlichnykh davleniyakh [Thermodynamic modeling of a vapor phase at evaporation of the Wood alloy at various pressures]. *Prikladnaya fizika*, 2014, no. 3, pp. 12–16 (in Russian).

16. Barbin N.M., Ovchinikova I.V., Terentyev D.I., Alekseyev S.G. Termodinamicheskoye modelirovaniye termicheskikh protsessov, proiskhodyaschikh v rasplavленном сплаве Вуда при различных условиях [Thermodynamic modeling thermal processes of the Wood alloy in various conditions]. *Prikladnaya fizika*. 2014, no. 3, pp. 8–11 (in Russian).

17. Bazhenov V.A., Buldakov L.A., Vasilenko I.Ya. *Vrednye khimicheskiye veschestva. Radioaktivnye veschesvta* [Harmful chemical substances. Radioactive substances]. Leningrad. Himiya Publ., 1990 (in Russian).

18. Belov G.V., Trusov B.G. *Termodinamicheskoye modelirovaniye khimicheski reagiruyushchikh sistem* [Thermodynamic modeling of chemically reacting systems]. Moscow. Bauman MSTU Publ., 2013 (in Russian).

Authors

Barbin Nikolaj Mikhajlovich, Head of Department, Doc. Sci. (Engineering)

E-mail: NMBarbin@mail.ru

Sidash Ilya Andreevich, Senior Lecturer

E-mail: sidash_ilia@mail.ru

Terentyev Dmitrij Ivanovich, Assistant Professor, Cand. Sci (Chemistry)

E-mail: svireppay@mail.ru

Alekseev Sergej Gennad'evich, Senior Researcher, Cand. Sci (Chemistry)

E-mail: 3608113@mail.ru

ОЦЕНКА КРИТИЧЕСКОГО УСЛОВИЯ ДЛЯ РАБОТЫ РЕАКТОРА ИБР С ПОДКРИТИЧЕСКИМ БЛОКОМ В РАВНОВЕСНОМ РЕЖИМЕ

А.И. Брежнев, А.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук, О.Г. Фокина

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского»

249033, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1



Рассматривается система, состоящая из быстрого импульсного реактора периодического действия типа ИБР и подкритического (теплового в нейтронно-физическом отношении) блока. Реактор снабжен модулятором реактивности, обеспечивающим на короткое время «перевод» системы из глубокоподкритического в надкритическое состояние на мгновенных нейтронах и обратно. В промежутках между импульсами система находится в глубокоподкритическом состоянии и может функционировать в равновесном (статическом) режиме, если для кинетических параметров, описывающих ее работу, выполняется критическое условие.

Нейтронная кинетика представлена в рамках двухточечного приближения. Предполагается, что изменение реактивности в реакторе в момент генерации импульса происходит периодически по параболическому закону, а в промежутке между импульсами реактор глубокоподкритичен. Численное моделирование критического условия весьма трудоемко, а аналитическое представление практически невозможно в силу необходимости решать обыкновенные дифференциальные уравнения с переменными коэффициентами.

Предлагается методика, позволяющая приблизенно оценивать параметры связанной системы «импульсно-периодический реактор - подкритический блок», работающей в равновесном режиме. Получены аналитические соотношения в квадратурной форме для расчета «критического» условия такой системы в приближении «часто повторяющихся» импульсов, когда можно пренебречь распадом предшественников запаздывающих нейтронов в промежутке между импульсами.

Расчеты «критического» условия проиллюстрированы на примере лазерной системы, состоящей из импульсного реактора периодического действия типа ИБР-2 и подкритического размножающего нейтроны блока, в котором и происходит преобразование энергии деления в энергию лазерного излучения. Оценки критических параметров системы выполнены по аналитическим соотношениям, а также с помощью прямых численных расчетов по программе STIK, моделирующей кинетику нейтронов в рассматриваемой системе в двухточечном приближении. Показано удовлетворительное согласие результатов прямых расчетов и оценок по аналитическим соотношениям.

Ключевые слова: лазерная система, быстрый импульсный реактор периодического действия, подкритический блок, равновесный режим, критическое условие, аналитические соотношения, численное моделирование, программа STIK.

ВВЕДЕНИЕ

Импульсные реакторы периодического действия (ИРПД) могут функционировать в равновесном (статическом) режиме (т.е. в режиме строго повторяющихся импульсов мощности) в том случае, когда для параметров, описывающих их работу, выполняется критическое условие. В работах [1, 2] в рамках одноточечной модели нейтронной кинетики подробно описан вывод приближенного критического условия для реактора типа ИРПД.

В настоящее время рассматриваются различные концепции систем, состоящих из импульсно-периодического реактора типа ИРПД с подкритическим, размножающим нейтроны блоком [3, 4] и работающих в равновесном (статическом) режиме. При рассмотрении кинетики нейронов в связанной реакторной системе одноточечная модель неприменима, и необходимо использовать более сложные модели [5 – 13]. Точное аналитическое определение критического условия в таком случае практически невозможно.

В работе предлагается методика, которая позволяет приблизенно оценивать параметры связанных систем, состоящих из ИРПД и подкритического блока, удовлетворяющие критическому условию.

ОСНОВНЫЕ СООТНОШЕНИЯ

Рассмотрим случай размножающей системы связанного типа, состоящую из импульсно-периодического быстрого реактора и подкритического блока с тепловым спектром нейтронов. Реактор снабжен модулятором реактивности, который обеспечивает на короткое время «перевод» системы из глубокоподкритического состояния в надкритическое на мгновенных нейтронах и обратно. В промежутках между импульсами система находится в глубокоподкритическом состоянии.

Уравнения двухточечной модели кинетики нейтронов такой установки в D -групповом приближении по запаздывающим нейtronам могут быть записаны следующим образом [5, 6]:

$$\begin{aligned} l_1 \frac{dn_1(\tau)}{d\tau} &= [k_{11}(1-\beta_1)-1]n_1(\tau) + k_{12}(1-\beta_2)n_2(\tau) + k_{11} \sum_j^D \lambda_{1j} C_{1j}(\tau) + k_{12} \sum_j^D \lambda_{2j} C_{2j}; \\ l_2 \frac{dn_2(\tau)}{d\tau} &= k_{21}(1-\beta_1)n_1(\tau) + [k_{22}(1-\beta_2)-1]n_2(\tau) + k_{21} \sum_j^D \lambda_{1j} C_{1j}(\tau) + k_{22} \sum_j^D \lambda_{2j} C_{2j}; \\ \frac{dC_{ij}(\tau)}{d\tau} &= \beta_{ij} n_i(\tau) - \lambda_{ij} C_{ij}(\tau); \\ n_i(0) &= n_i(\tau_p); \quad C_{ij}(0) = C_{ij}(\tau_p); \quad i = \overline{1, 2}; \quad j = \overline{1, D}. \end{aligned} \quad (1)$$

Здесь $k_{ii}(\tau)$ и l_i – коэффициент размножения и время жизни нейтронов в зоне i соответственно; k_{ij} – коэффициенты связи между зонами i и j . Последние равенства – условия периодичности для мощностей $n_i(\tau)$ и концентраций предшественников запаздывающих нейтронов $C_{ij}(\tau)$. Отметим, что в уравнениях модели (1) пренебрегалось временами запаздывания при обмене нейтронами между компонентами связанной системы [5, 6].

Вблизи максимума реактивности периодическое изменение во времени эффективного коэффициента размножения нейтронов в реакторе (в отсутствие подкритического блока) приближенно может быть описано функцией [6]

$$k_{11}(\tau) = k_{11}^0 + \Delta k_m + \alpha v^2 \tau^2, \quad (2)$$

где Δk_m – эффективность модулятора реактивности; αv^2 – параметр, связывающий скорость вращения модулятора реактивности и время; τ_p – период следования им-

пульсов ($v = 1/\tau_p$ – частота); $m = 0, 1, 2, \dots$ – целое число. В промежутке между импульсами эффективный коэффициент размножения нейтронов k_{11}^0 постоянен (здесь и далее для удобства обозначения принимаем $k_{11}^0 = k_{11}$).

Основные соотношения статики ИРПД. Рассмотрим случай часто повторяющихся импульсов (с частотой большей одного герца), когда импульсно-периодический реактор с подкритическим блоком работает в статическом режиме повторяющихся импульсов. В этом случае можно считать, что источники запаздывающих нейтронов в первых двух уравнениях системы (1) практически не меняются во времени так же, как и мощность в промежутке между импульсами. Следуя работе [6], мощность можно представить в виде

$$n_i(\tau) = Q\delta(\tau) + n_i^b, \quad (3)$$

где Q_i – энергия импульса; n_i^b – фоновая мощность (между импульсами), которую можно считать постоянной при $v \geq 1$ Гц в зоне i ; $\delta(\tau)$ – дельта-функция Дирака. В таком случае можно свести уравнения кинетики (1) в промежутке между импульсами к матричной системе

$$\mathbf{K}\mathbf{N}^b + \tau_p^{-1}\mathbf{M}_\beta\mathbf{Q} = 0, \quad \mathbf{K}_\beta\mathbf{N}^b + \mathbf{S} = 0, \quad (4)$$

где

$$\mathbf{K} = \begin{vmatrix} \Delta k_{11} & k_{12} \\ k_{21} & \Delta k_{22} \end{vmatrix}, \quad \mathbf{K}_\beta = \begin{vmatrix} \Delta k_{11}^\beta & k_{12}^\beta \\ k_{21}^\beta & \Delta k_{22}^\beta \end{vmatrix}, \quad \mathbf{M}_\beta = \begin{vmatrix} \Delta k_{11}\beta_1 & k_{12}\beta_2 \\ k_{21}\beta_1 & \Delta k_{22}\beta_2 \end{vmatrix},$$

$$\mathbf{N}^b = \begin{vmatrix} n_1^b \\ n_2^b \end{vmatrix}, \quad \mathbf{S} = \begin{vmatrix} S_1 \\ S_2 \end{vmatrix}, \quad \mathbf{Q} = \begin{vmatrix} Q_1 \\ Q_2 \end{vmatrix},$$

$\Delta k_{ij}^\beta = k_{ij}(1-\beta_i) - 1$; $k_{ij}^\beta = k_{ij}(1-\beta_j)$ (в промежутке между импульсами все значения $k_{ij} = \text{const}$).

Преобразуя матричные уравнения (4), получим следующее соотношение:

$$\tau_p^{-1}\mathbf{K}_\beta\mathbf{K}^{-1}\mathbf{M}_\beta\mathbf{Q} = \mathbf{S}. \quad (5)$$

Соотношение (5) получено в приближении, когда форма импульса в реакторе и подкритическом блоке описывается формулой (3). Более точное приближение к форме импульса в реакторе и блоке можно найти из следующих соображений.

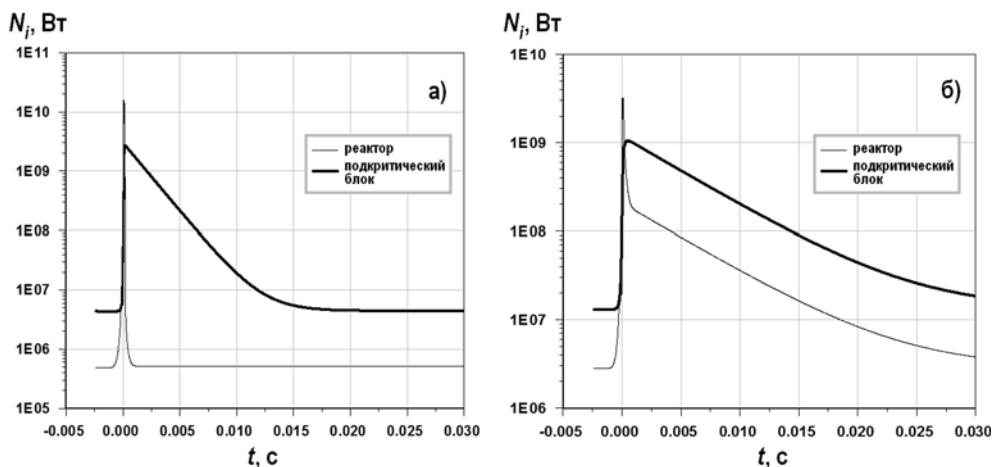


Рис. 1. Временное поведение мощности в импульсном реакторе и подкритическом блоке: а) – $k_{12} = 0$; б) – $k_{12} = 0.007$

Как показано в работе [6], форма импульса в реакторе, который действует в системе «быстрый импульсный реактор – тепловой подкритический блок» состоит из

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- «дельтообразной» части, которая обусловлена переходными процессами в реакторе, находящемся в состоянии надкритичности на мгновенных нейтронах (ее разумно, как и ранее в (3), описывать дельта-функцией с весом Q_1^{imp});
 - «хвостовой» части, длительность которой существенно больше, чем длительность «дельтообразной» части импульса в реакторе, связанной с влиянием нейтронов подкритического блока на реактор, находящийся в состоянии глубокой подкритичности (рис. 1).
- Следовательно, кинетика нейтронов в реакторе и блоке сразу после импульса может быть описана системой

$$\begin{aligned} 0 &= \Delta k_{11}^\beta n_1^*(\tau) + k_{12}^\beta n_2^*(\tau); \\ l_2 \frac{dn_2^*(\tau)}{d\tau} &= k_{21}^\beta n_1^*(\tau) + \Delta k_{22}^\beta n_2^*(\tau); \\ n_2^*(0) &= Q_1^{imp} k_{21}^\beta / l_2. \end{aligned} \quad (6)$$

В уравнениях (6) $n_1^*(\tau)$ и $n_2^*(\tau)$ – мощности в реакторе и блоке в «хвостовой» части импульса. Кроме того, пренебрегается влиянием мгновенных нейтронов в реакторе ($l_1 = 0$, $l_2 \neq 0$) и источников запаздывающих нейтронов. Формы импульсов в реакторе и подкритическом блоке с учетом (6) могут быть представлены выражениями

$$\begin{aligned} n_1^*(\tau) &= Q_1^{imp} \left[\delta(\tau) - \frac{k_{12}^\beta k_{21}^\beta}{\Delta k_{11}^\beta l_2} \exp \left\{ \left(\Delta k_{22}^\beta - \frac{k_{12}^\beta k_{21}^\beta}{\Delta k_{11}^\beta} \right) \tau / l_2 \right\} \right], \\ n_2^*(\tau) &= Q_1^{imp} \frac{k_{21}^\beta}{l_2} \exp \left\{ \left(\Delta k_{22}^\beta - \frac{k_{12}^\beta k_{21}^\beta}{\Delta k_{11}^\beta} \right) \tau / l_2 \right\}, \end{aligned} \quad (7)$$

откуда при $l_2 / (\Delta k_{22}^\beta - k_{12}^\beta k_{21}^\beta / \Delta k_{11}^\beta) \ll \tau_p$ можно выразить энергию импульсов через энергию в «дельтообразной» части реакторного импульса Q_1^{imp} :

$$\begin{aligned} Q_1 = \int_0^{\tau_p} n_1^* d\tau &= \frac{Q_1^{imp} \Delta k_{11}^\beta \Delta k_{22}^\beta}{\Delta k_{11}^\beta \Delta k_{22}^\beta - \Delta k_{12}^\beta \Delta k_{21}^\beta}; \quad Q_2 = \int_0^{\tau_p} n_2^* d\tau = \frac{-Q_1^{imp} k_{21}^\beta \Delta k_{11}^\beta}{\Delta k_{11}^\beta \Delta k_{22}^\beta - \Delta k_{12}^\beta \Delta k_{21}^\beta}; \\ \mathbf{Q} &= \frac{\Delta k_{11}^\beta Q_1^{imp}}{\Delta k_{11}^\beta \Delta k_{22}^\beta - \Delta k_{12}^\beta \Delta k_{21}^\beta} \begin{vmatrix} \Delta k_{22}^\beta \\ -k_{21}^\beta \end{vmatrix}. \end{aligned} \quad (8)$$

Опуская промежуточные выкладки, с учетом (4), (5), (8) можно получить следующее критическое условие для системы «реактор - подкритический блок»:

$$\frac{\Delta k_{11}^\beta}{\Delta k_{11}^\beta \Delta k_{22}^\beta - \Delta k_{12}^\beta \Delta k_{21}^\beta} \frac{Q_1^{imp}}{\tau_p} \mathbf{K}_\beta \mathbf{K}^{-1} \mathbf{M}_\beta \mathbf{R}_\beta = \mathbf{S}, \quad \mathbf{R}_\beta = \begin{vmatrix} \Delta k_{22}^\beta \\ -k_{21}^\beta \end{vmatrix}. \quad (9)$$

Используя первое уравнение системы (9), запишем явное выражение для критического условия в виде

$$Q_1^{imp} / (S_1 \tau_p) = (\Delta k_{11} \Delta k_{22} - \Delta k_{12} \Delta k_{21}) / [\Delta k_{11}^\beta (k_{11} \Delta k_{22} \beta_1 - k_{12} k_{21} \beta_2)]. \quad (10)$$

Если подкритический блок не оказывает влияния на реактивность реактора ($k_{12} = 0$), то критическое условие может быть записано в виде

$$\frac{\beta_1 Q_1^{imp}}{\tau_p} \left/ \sum_j^D \lambda_{ij} C_j^0 \right. = \frac{\Delta k_{11}^\beta}{\Delta k_{11}^\beta},$$

что полностью совпадает с известным условием критичности для случая часто повторяющихся импульсов, приведенным в [1]: $M\beta/\tau_p + \beta/|\epsilon_\phi| = 1$, где $|\epsilon_\phi| = [1 - k(1 - \beta)]/k$ – абсолютное значение реактивности между импульсами в «голом» реакторе; M – фактор умножения нейтронов в импульсе

$$M = Q_1^{imp} \left/ \sum_j^D \lambda_{ij} C_{ij}^0 \right.$$

Выражение (10) после ряда преобразований имеет вид

$$Q_1^{imp}/n_1^b = - D_\beta D \tau_p / [\Delta k_{11}^\beta (\beta_1 \Delta k_{22} (D + \Delta k_{22}) + \beta_2 k_{12} k_{21})], \quad (11)$$

где $D_\beta = (\Delta k_{11}^\beta \Delta k_{22}^\beta - k_{11}^\beta k_{22}^\beta)$; $D = (\Delta k_{11} D k_{22} - k_{11} k_{22})$.

Таким образом, чтобы воспользоваться условием критичности (11), необходимо оценить отношение энергии в «дельтаобразной» части реакторного импульса Q_1^{imp} к «фотоновой» мощности реактора перед импульсом n_1^b .

Оценка энергии импульса. Для более точной оценки энергии нейтронного импульса приведем систему (1) к следующему виду:

$$\begin{aligned} l_1 \dot{n}_1 &= \varepsilon(\tau) n_1(\tau) + k_{12}^\beta n_2(\tau) + S_1, \\ l_2 \dot{n}_2 &= k_{12}^\beta n_2(\tau) + \Delta k_{22}^\beta n_2(\tau) + S_2, \\ \varepsilon(\tau) &= \Delta k_{11}^\beta(\tau) = \frac{k_{11}}{\tau}(1 - \beta_i) - 1, \\ n_i(\tau_0) &= n_i^b, \quad i = 1, 2; \quad j = 1, D, \end{aligned} \quad (12)$$

где $\varepsilon(\tau)$ – надкритичность на мгновенных нейтронах реактора, которую вблизи нуля по времени можно аппроксимировать параболой $\varepsilon(\tau) = \varepsilon_m - \alpha v^2 \tau^2$ (см. (2)); $\varepsilon_m = (k_{11}^0 + \Delta k_m)(1 - \beta_1) - 1$ – максимальная надкритичность на мгновенных нейтронах в реакторе. Отметим, что значение ε_m может быть и отрицательным, если реактор не выходит в состояние мгновенной критичности, однако при этом реактивность системы «реактор – подкритический блок» будет превышать мгновенную критичность.

Учитывая, что эффективная длительность «дельтаобразной» части импульса в реакторе Θ существенно меньше характерного времени установления собственного распределения нейтронов в подкритическом блоке $l_2/\Delta k_{22}$, можно пренебречь членом $\Delta k_{22} n_2(\tau) + S_2$ во втором уравнении (12). Тогда на временах, соизмеримых с длительностью Θ , если ввести функцию энергии реактора

$$Q_1(\tau) = \int_{\tau_0}^{\tau} n_1(\tau) d\tau,$$

систему (12) можно свести к уравнению второго порядка:

$$\begin{aligned} l_1 \ddot{Q}_1(\tau) - (\varepsilon_m - \alpha v^2 \tau^2) \dot{Q}_1(\tau) - \gamma Q_1(\tau) &= S_1 + k_{21} n_2^b = (\varepsilon_m - \alpha v^2 \tau_0^2) n_1^b = \Delta k_m n_1^b, \\ Q_1(\tau_0) = \dot{Q}_1(\tau_0) &= 0, \quad \tau_0 = -\sqrt{\Delta k_m / \alpha v^2}, \end{aligned} \quad (13)$$

где $n_2(\tau) - n_2^b \approx Q_1(\tau) k_{21}/l_2$; $\gamma = k_{12} k_{21}/l_2$. Параметр γ в данном случае определяет степень нейтронно-физического влияния подкритического блока на реактор в «связанной» системе и измеряется в единицах $\{c^{-1}\}$: при $\gamma = 0$ подкритический блок не влияет на реактор, при $0 < \gamma \leq 1$ систему можно считать «слабосвязанной», а при $\gamma \gg 1$ система «сильносвязанная».

Вводя функцию $q(\tau) = Q_1(\tau) / n_1^b$, уравнение (13) можно свести к виду

$$l_1 \ddot{q}_\gamma(\tau) - (\varepsilon_m - \alpha v^2 \tau^2) \dot{q}_\gamma(\tau) - \gamma q_\gamma(\tau) = \Delta k_m \quad (14)$$

с нулевыми начальными условиями. Уравнение (14), несмотря на кажущуюся простоту, не имеет аналитического решения [14]. Вместе с тем, можно получить несколько приближений, разложив функцию $q(\tau)$ в ряд по параметру γ :

$$q_\gamma(\tau) = \sum_{i=0}^m \gamma^i q_i(\tau) = q_0(\tau) + \sum_{i=1}^m \frac{\gamma^i}{i!} \left. \frac{d^i q_\gamma(\tau)}{d\gamma^i} \right|_{\gamma=0}, \quad (15)$$

где выражения для $q_i(\tau)$ можно записать в интегральной форме:

$$q_0(\tau) = \frac{\Delta k_m}{l_1} \int_{\tau_0}^{\tau} \int_{\tau_0}^t \exp \left[\frac{\alpha v^2 (\xi^3 - t^3) / 3 - \varepsilon_m (\xi - t)}{l_1} \right] d\xi dt,$$

$$q_i(\tau) = \frac{1}{l_1} \int_{\tau_0}^{\tau} \int_{\tau_0}^t q_{i-1}(\xi) \exp \left[\frac{\alpha v^2 (\xi^3 - t^3) / 3 - \varepsilon_m (\xi - t)}{l_1} \right] d\xi dt, \quad i = 1, \dots, m.$$
(16)

Необходимо отметить, что функции $q_i(\tau)$ не зависят от параметра γ и могут быть рассчитаны по соотношениям (16).

Весьма хорошим приближением для $q(\tau)$ является выражение

$$q_\gamma^*(\tau) = q_0(\tau) \exp \{ \gamma q_1(\tau)/q_0 + \gamma^2 [q_2(\tau)/q_0(\tau) - q_1^2(\tau)/(2q_0^2(\tau))] \}, \quad (17)$$

разложение которого с точностью до второго порядка по γ совпадает с (15) для $q(\tau)$:

$$q_\gamma^*(\tau) = q_0(\tau) \exp \{ \gamma q_1(\tau)/q_0 + \gamma^2 [q_2(\tau)/q_0(\tau) - q_1^2(\tau)/(2q_0^2(\tau))] \} \approx$$

$$\approx q_0(\tau) + \gamma q_1(\tau) + \gamma^2 q_2(\tau) + \dots$$

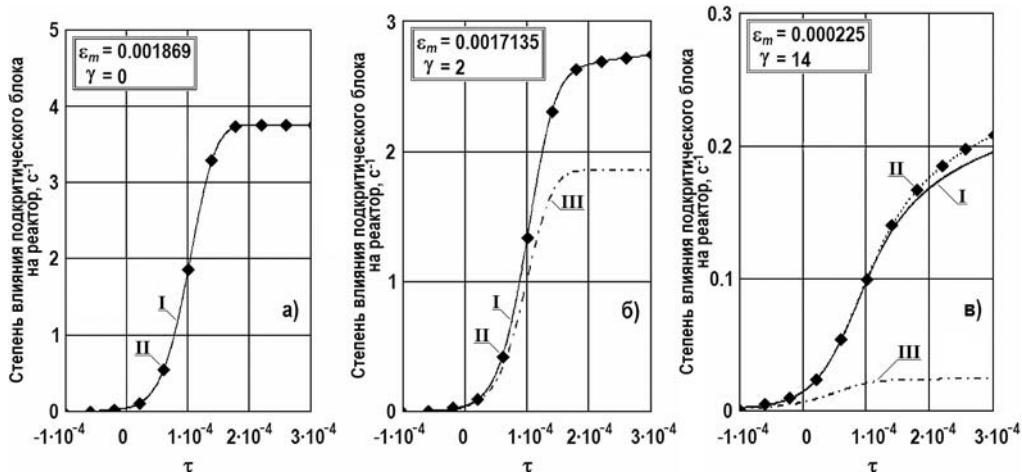


Рис. 2. Оценки степени влияния подкритического блока на реактор для различных вариантов $\{\varepsilon_m, \gamma\}$:
I – численное решение (14) для $q_\gamma(\tau)$; II – расчет по (17) функции $q_\gamma^*(\tau)$; III – расчет по (16) функции $q_0(\tau)$

На рисунке 2 показаны результаты расчетов по формуле (17) в сравнении с «точным» численным решением уравнения (14), выполненные при различных значениях $\{\varepsilon_m, \gamma\}$ при фиксированных значениях параметров ИБР-2, приведенных в [1]: $l_1 = 4.2 \cdot 10^{-8}$ с; $\alpha v^2 = 1.7 \cdot 10^5$ с⁻²; $\Delta k_m = 0.04$. На рисунке также приводится решение (16) для $q_0(\tau)$.

Сравнение показывает, что при небольших значениях $0 \leq \gamma \leq 1$ с⁻¹ совпадение результатов расчетов достигается с точностью до сотых долей процента, а при $\gamma = 14$ с⁻¹ – до 5%.

Чтобы определить искомое значение $Q_1^{imp}/n_1^b = q(\tau_f)$, надо в формуле (17) корректно задать время окончания «быстрой» части импульса τ_f . Подходящей оценкой для τ_f следует считать сумму времени максимума импульса в реакторе τ_m и его эффективной длительности θ . Найдем эти выражения. Для этого перепишем первое уравнение (12) в виде

$$l_1 \dot{n}_1 = [\varepsilon_m - \alpha v^2 \tau^2 + k_{12} n_2(\tau) / n_1(\tau)] \cdot n_1(\tau) + S_1.$$

Пренебрегая источником S_1 (что справедливо вблизи максимума, когда размножение нейтронов в импульсе достаточно велико [1]), момент максимума импульса можно оценить из условия $\varepsilon_m - \alpha v^2 \tau_m^2 + k_{12} n_2(\tau_m) / n_1(\tau_m) = 0$. С учетом того, что $n_2(\tau_m) \approx k_{21} Q_1^{imp} / (2l_2) = k_{21} n_1(\tau_m) \theta / (2l_2)$, получим соотношение

$$\tau_m = \sqrt{\frac{\varepsilon_m + k_{12}k_{21}\theta/(2l_2)}{\alpha v^2}} = \sqrt{\frac{\varepsilon_m + \gamma\theta/2}{\alpha v^2}}. \quad (18)$$

С другой стороны, длительность «дельтаобразной» части импульса θ обусловлена скоростью изменения функции $\varepsilon_m - \alpha v^2 \tau_m^2 + k_{12}n_2(\tau)/n_1(\tau)$ в момент времени τ_m . Оценим этот параметр $\sigma(\tau_m)$:

$$\begin{aligned} \sigma(\tau_m) &= \left. \frac{d}{d\tau} [\varepsilon(\tau) + k_{12}n_2(\tau)/n_1(\tau)] \right|_{\tau=\tau_m} = -2\alpha v^2 \tau_m + k_{12} \left. \frac{d}{d\tau} \left(\frac{n_2}{n_1} \right) \right|_{\tau=\tau_m} = \\ &= -2\alpha v^2 \tau_m + k_{12} \left(\frac{\dot{n}_2}{n_1} - \frac{\dot{n}_1 n_2}{n_1^2} \right) \Big|_{\tau=\tau_m} \approx -2\alpha v^2 \tau_m + \frac{k_{12} k_{21}}{l_2} = -2\alpha v^2 \tau_m + \gamma. \end{aligned} \quad (19)$$

Учитывая, что, согласно [1], θ и $\sigma(\tau_m)$ связаны соотношением $-\sigma(\tau_m)/2l_2 = \pi/\theta^2$ (что справедливо, когда форма быстрой части импульса описывается гауссоподобной функцией), получаем следующее выражение:

$$2\alpha v^2 \tau_m - \gamma = 2\pi l_1 / \theta^2. \quad (20)$$

Объединяя (18) и (20), получаем алгебраическое уравнение для определения θ

$$\theta = \sqrt{\pi l_1} \cdot \left(\sqrt{\alpha v^2 (\varepsilon_m + \gamma\theta/2)} - \gamma/2 \right)^{-1/2}, \quad (21)$$

которое может быть решено итерационно, а затем найдено значение τ_m по формуле (18). В случае малых значений γ оценку для θ можно сделать по соотношению

$$\theta \approx \theta_0 [1 + 0.25\gamma(\tau_1 - 0.5\theta_0)/\varepsilon_m], \quad (22)$$

где $\theta_0 = (\pi l_1)^{1/2} \cdot (\alpha v^2 \varepsilon_m)^{-1/4}$ – длительность импульса в «голом» реакторе; $\tau_1 = [\varepsilon_m / (\alpha v^2)]^{1/2}$.

Таким образом, искомую оценку для $\tau_f = \tau_m + \theta$ можно найти по формулам (21) и (18). С учетом характеристик реактора типа ИБР в большинстве практически значимых случаев τ_f можно оценить как $\tau_f \approx \{2 - 3\} \cdot 10^{-4}$ с.

Согласно (17), искомое выражение для $q(\tau_f)$ имеет вид

$$q(\tau_f) = \frac{Q_1^{imp}}{n_1^b} = q_0(\tau_f) \exp \left[\gamma \frac{q_1(\tau_f)}{q_0(\tau_f)} + \gamma^2 \left(\frac{q_2(\tau_f)}{q_0(\tau_f)} - \frac{q_1^2(\tau_f)}{2q_0^2(\tau_f)} \right) \right]. \quad (23)$$

Расчетное исследование показало, что выражение (23) справедливо в широком диапазоне изменений параметра γ : при $0 \leq \gamma \leq 10 \text{ с}^{-1}$ с точностью порядка 1 – 3%, а в диапазоне $10 \leq \gamma \leq 20 \text{ с}^{-1}$ не менее 10 – 15%. Отметим, что для $q_0(\tau_f)$ хорошим приближением является соотношение, приведенное в [1]: $q_0(\tau_f) = \pi B l_1 / \varepsilon_m^{3/2} \exp(4B/3)$, где $B = [\varepsilon_m^3 / (\alpha v^2)]^{1/2} / l_1$.

Критическое условие для ИРПД с подкритическим блоком. Подставляя выражение (23) в условие (11), приходим к следующему соотношению для критического условия:

$$\begin{aligned} -D_\beta D\tau_p / [\Delta k_{11}^\beta (\beta_1 \Delta k_{22} (D + \Delta k_{22}) + \beta_2 k_{12} k_{21})] &= \\ &= q_0(\tau_f) \exp \{ \gamma \cdot q_1(\tau_f) / q_0(\tau_f) + \gamma^2 [q_2(\tau_f) / q_0(\tau_f) - q_1^2(\tau_f) / (2q_0^2(\tau_f))] \}. \end{aligned} \quad (24)$$

Таким образом получены алгебраические соотношения (18), (21) и (24), которые приближенно определяют набор параметров $\{\varepsilon_m, \alpha v^2, l_1, l_2, k_{12}, k_{21}, k_{22}, \Delta k_m, \tau_p, \beta_1, \beta_2\}$, удовлетворяющих критическому условию, т. е. условию следования одинаковых импульсов мощности. Решение этих уравнений может быть найдено итерационно, и при этом нет необходимости многократно решать численно исходную систему уравнений (1), (2).

Заметим, что соотношения (18), (21) и (24) при $k_{12} \rightarrow 0$ ($\gamma \rightarrow 0$) в точности переходят в соотношения для «голого» импульсно-периодического реактора [1]:

$$\tau_m = \sqrt{\varepsilon_m / \alpha v^2}, \quad \theta = \frac{\sqrt{\pi l_1}}{(\alpha v^2 \varepsilon_m)^{1/4}}, \quad \frac{\pi \beta_1}{\tau_p \sqrt{\alpha v^2 \varepsilon_m}} \exp\left(\frac{4}{3l_1} \sqrt{\frac{\varepsilon_m^3}{\alpha v^2}}\right) + \frac{\beta_1}{|\varepsilon_m - \Delta k_m|} = 1.$$

Результаты моделирования. Расчеты критического условия проиллюстрируем на примере лазерной системы, состоящей из импульсного реактора периодического действия типа ИБР-2 и подкритического блока, в котором происходит ядерно-оптическое преобразование энергии [6].

Были выполнены оценки критических параметров системы по аналитическим соотношениям, полученным выше, а также прямые численные расчеты по программе STIK [15], моделирующей кинетику нейтронов в рассматриваемой системе в двухточечном приближении. Расчеты выполнялись при следующих зафиксированных параметрах, приведенных в [3]: $\alpha v^2 = 1.7 \cdot 10^5 \text{ с}^{-2}$; $\Delta k_m = 0.04$; $k_{21} = 0.4$; $k_{22} = 0.9$; $l_1 = 4.0 \cdot 10^{-8} \text{ с}$; $l_2 = 1.3 \cdot 10^{-4} \text{ с}$; $\beta_1 = 0.002$; $\beta_2 = 0.009$; $\tau_p = 0.2 \text{ с}$ (частота 5 Гц); k_{12} – варьировалось; значения ε_m и k_{11} определялись в зависимости от k_{12} .

В таблице 1 приведены значения θ , τ_m и ε_m , полученные аналитически по соотношениям (18), (21) и (24) в сравнении с результатами численного моделирования по программе STIK.

Таблица 1

Сопоставление аналитических и численных расчетов

Параметр k_{12}	θ , мкс		τ_m , мкс		$\varepsilon_m \cdot 10^3$		k_{11}	
	(21)	числ.	(18)	числ.	(24)	числ.	(24)	числ.
0.0	84.7	81.5	103.1	103.3	1.806	1.810	0.96382	0.96382
0.001	89.5	86.8	101.2	103.3	1.605	1.610	0.96361	0.96361
0.002	95.3	93.3	99.5	99.8	1.391	1.397	0.963398	0.96340
0.003	102.2	101.4	98.0	98.9	1.160	1.165	0.96317	0.96317
0.004	110.9	112.3	96.4	97.4	0.896	0.908	0.96290	0.96291
0.005	122.5	127.1	94.4	98.0	0.573	0.616	0.96258	0.96262
0.006	138.0	147.6	93.1	94.2	0.142	0.271	0.96215	0.96228
0.007	166.7	175.5	90	94.4	-0.419	-0.164	0.96158	0.96184
0.008	206.9	213.4	89.6	90.4	-1.180	-0.754	0.96082	0.96125
0.009	277.3	265.0	91.1	90.4	-2.430	-1.657	0.95957	0.96035

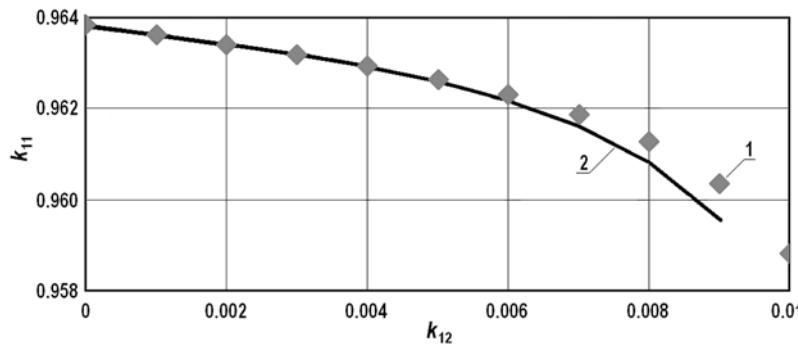


Рис. 3. Критическая зависимость k_{11} от k_{12} : 1 – численное решение; 2 – аналитическое решение

На рисунке 3 приведены в сравнении результаты расчетов критической зависимости $k_{11}(k_{12})$ по соотношению (24) и данным работы [6] для рассматриваемой системы при частоте следования импульсов 5 Гц.

Из таблицы и рисунка видно, что точности аналитических соотношений (10 - 20%) вполне достаточно для инженерных оценок и приближенного моделирования критического условия, а для оценки параметров θ и τ_m точность соотношений (18) и (21) существенно выше.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Получены аналитические соотношения для оценки параметров связанной импульсно-периодической реакторной системы, работающей в равновесном режиме повторяющихся импульсов. Оценки справедливы в приближении «часто повторяющихся» импульсов, когда можно пренебречь распадом предшественников запаздывающих нейтронов в промежутке между импульсами.

Расчеты критического условия проиллюстрированы на примере лазерной системы, состоящей из импульсного реактора периодического действия типа ИБР-2 и подkritического размножающего нейтроны блока.

Оценки критических параметров системы выполнены по аналитическим соотношениям, а также с помощью прямых численных расчетов по программе STIK, моделирующей кинетику нейтронов в рассматриваемой системе в двухточечном приближении.

Показано удовлетворительное согласие результатов прямых расчетов и оценок по аналитическим соотношениям.

Литература

1. Шабалин Е.П. Импульсные реакторы на быстрых нейтронах. – М.: Атомиздат, 1976. – 248с.
2. Бондаренко И.И., Стависский Ю.Я. Импульсный режим работы быстрого реактора. // Атомная энергия. 1959. Т.7. Вып.5. С.417.
3. Барзилов А.П., Гулевич А.В., Дьяченко П.П. и др. Лазерная система импульсно-периодического действия с накачкой от ядерного реактора типа ИБР. / Мат. Межд. конф. «Физика ядерно-возбуждаемой плазмы и проблемы лазеров с ядерной накачкой (ЛЯН'94)». – Арзамас-16: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 1994. – Т. 2. – С. 186.
4. Dyachenko P.P., Zrodnikov A.V., Prokhorov A.M. et al. Concept of a Combined ICF Power Plant and a Fission Reactor-Laser Driver // Fusion Techn. – 1991. – Vol. 20. – No. 4.
5. Колесов В.Ф., Петров Ю.В., Штараев С.К. Кинетика системы связанных импульсных реакторов. // Атомная энергия. – 1975. – Т. 39. – Вып. 6. – С. 392.
6. Гулевич А.В., Дьяченко П.П., Зродников А.В., Кухарчук О.Ф. Связанные реакторные системы импульсного действия. – М.: Энергоатомиздат, 2003. – 360 с.
7. Белл Д., Глесстон С. Теория ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1974. – 494 с.
8. Komata M. On the Derivation of Avery's Coupled Reactor Kinetics Equations. // Nucl. Sci. and Engng. – 1968, – Vol. 38. – P. 193.
9. Stevenson M., Gage S. Application of a Coupled Fission Mode Approach to Modular Reactor Kinetics. // J. of Nucl. Ener. – 1970. – Vol. 24. – No. 1. – P. 1.
10. Thayer G., Miley G., Jones B. Experimental Studies of Large Amplitude Transients in Weakly Coupled Cores. // Trans. of Amer. Nucl. Soc. – 1972. – Vol. 15. – No. 2. – P. 925.
11. Thayer G., Miley G., Jones B. An Experimental Study of Two Coupled Reactors. // Nucl. Techn. – 1975. – Vol. 25. – No. 1. – P. 56.
12. Difilippo F., Waldman R. The Kinetics of a Coupled Two-Core Nuclear Reactor. // Nucl. Sci. Engng. – 1976. – Vol. 61. – No. 1. – P. 60.
13. Takezawa H., Obara T., Gulevich A., Kukharchuk O. Criticality Analysis of Pulse Core and Laser Module Coupled Small Reactor with Low Enriched Uranium. // Progress in Nuclear Energy. – 2008. – Vol. 50. – No. 2-6. – P. 304.
14. Камке Э. Справочник по обыкновенным дифференциальным уравнениям. – М.: Наука, 1971. – 589 с.
15. Гулевич А.В., Качанов Б.В., Кухарчук О.Ф. Модели и программы расчета динамических

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

характеристик реакторно-лазерных систем: Препринт ФЭИ-2454. – Обнинск, 1995. – 23с.

Поступила в редакцию 28.06.2016 г.

Авторы

Брежнев Андрей Иванович, инженер-исследователь
E-mail: brezhand@gmail.com

Гулевич Андрей Владиславович, заместитель директора Отделения ЯРТЦ, д.ф.-м. н.
E-mail: gulevich@ippe.ru.

Кухарчук Олег Филаретович, заместитель генерального директора, д.ф.-м. н.
E-mail: kuh@ippe.ru.

Фокина Ольга Геннадьевна, начальник лаборатории отдела
E-mail: og_f@ippe.ru

UDC 621.039.5

ASSESSMENT OF CRITICAL CONDITION FOR IBR REACTOR WITH SUBCRITICAL BLOCK IN THE EQUILIBRIUM MODE

Brezhnev A.I., Gulevich A.V., Kukharchuk O.F., Fokina O.G.

JSC «SSC RF – Institute for Physics and Power Engineering n.a. A.I. Leypunsky»,
1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

A system consisting of a fast batch pulsed reactor of the IBR-type and subcritical block (thermal in terms of neutronics) is examined. The reactor is equipped with a reactivity modulator, which provides for a short time of the «transition» of the system from deeply subcritical state to supercritical state on prompt neutrons and back. During the intervals between pulses the system is in the deeply subcritical state.

This type of reactor system can function in the equilibrium (static) mode in the case when the critical condition for the kinetic parameters describing its operation is fulfilled.

Description of neutron kinetics is made in two-point approximation. It is assumed here that the change in reactivity occurs periodically according to parabolic law.

Numerical simulation of the critical condition is extremely difficult and time-consuming, while analytical representation is almost impossible due to the necessity to solve ordinary differential equations with variable coefficients.

Methodology is suggested in the present paper allowing approximating the parameters of the coupled system consisting of the batch pulsed reactor and subcritical block operating in the equilibrium mode. Analytical relations in a quadrature form for the calculation of «critical» condition of such a system in «frequent» pulses approximation, when one can neglect the collapse of the delayed neutron precursors during the interval between pulses, are obtained.

Calculations of the critical condition are illustrated using the example of a laser system consisting of a batch pulsed reactor IBR-2 and subcritical block multiplying neutrons, in which fission energy is converted into laser emission energy.

Estimates of critical system parameters were obtained using analytical expressions, as well as by direct numerical calculations using STIK code modeling the kinetics of neutrons in the system under examination in the two-point approximation.

Good agreement between the results of direct calculations and estimations obtained using analytical expressions was demonstrated.

Key words: laser system, fast batch pulsed reactor, subcritical block, equilibrium mode, critical condition, analytical ratios, numerical simulation, STIK program.

REFERENCES

1. Shabalin E.P. Impulsnye reaktory na bystrykh nejtronakh [Pulsed fast neutron reactors]. Moscow. Atomizdat Publ., 1976, 248 p. (in Russian).
2. Bondarenko I.I., Stavisskij Yu.Ya. Impul'snyj rezhim raboty bystrogo reaktora [The pulsed mode of operation of the fast reactor]. *Atomnaya energiya*, 1959, v. 7, iss. 5, p. 417 (in Russian).
3. Barzilov A.P., Gulevich A.V., D'yachenko P.P., Zrodnikov A.V., Kononov V.N., Kukharchuk O.F., Pupko V.YA. Lazernaya sistema impul'sno-periodicheskogo dejstviya s nakachkoj ot yadernogo reaktora tipa IBR [The laser system with a pulsed-periodic action pumped from the nuclear reactor of IBR-type]. Proc. of the Int. Conf. «Physics of nuclear-excited plasma and problems of lasers with nuclear pumping (LYaN'94)». Sarov (Arzamas-16). RFYaC-VNIIEF Publ., 1994, v. 2, p. 186 (in Russian).
4. Dyachenko P.P., Zrodnikov A.V., Prokhorov A.M., Korobkin V.V., Pouko V.Ya. Concept of a Combined ICF Power Plant and a Fission Reactor-Laser Driver. *Fusion Techn.*, 1991, v. 20, no. 4.
5. Kolesov V.F., Petrov Yu.V., Shtaraev S.K. Kinetika sistemy svyazannykh impul'snykh reaktorov. [Kinetics of the system of coupled pulsed reactors]. *Atomnaya energiya*, 1975, v. 39, iss. 6, p. 392 (in Russian).
6. Gulevich A.V., Dyachenko P.P., Zrodnikov A.V., Kukharchuk O.F. Svyazannye reaktornye sistemy impulsnogo deystviya [Pulsed Coupled Reactor System]. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2003, 360 p. (in Russian).
7. Bell D., Glasstone S. Teoriya yadernykh reaktorov [Nuclear Reactor Theory]. Moscow. Atomizdat Publ., 1974, 493 p. (in Russian).
8. Komata M. On the Derivation of Avery's Coupled Reactor Kinetics Equations. *Nucl. Sci. and Eng.*, 1968, v. 38, p. 193.
9. Stevenson M., Gage S. Application of a Coupled Fission Mode Approach to Modular Reactor Kinetics. *J. of Nucl. Ener.*, 1970, v. 24, no. 1, p. 1.
10. Thayer G., Miley G., Jones B. Experimental Studies of Large Amplitude Transients in Weakly Coupled Cores. *Trans. of Amer. Nucl. Soc.*, 1972, v. 15, no. 2, p. 925.
11. Thayer G., Miley G., Jones B. An Experimental Study of Two Coupled Reactors. *Nucl. Techn.*, 1975, v. 25, no. 1, p. 56.
12. Difilippo F., Waldman R. The Kinetics of a Coupled Two-Core Nuclear Reactor. *Nucl. Sci. Eng.*, 1976, v. 61, no. 1, p. 60.
13. Takezawa H., Obara T., Gulevich A., Kukharchuk O. Criticality Analysis of Pulse Core and Laser Module Coupled Small Reactor with Low Enriched Uranium. *Progress in Nuclear Energy*, 2008, v. 50, no. 2-6, p. 304.
14. Kamke EH. Spravochnik po obyknovennym differencial'nym uravneniyam [Handbook on ordinary differential equations.]. Moscow. Nauka Publ., 1971. 589 p. (in Russian).
15. Gulevich A.V., Kachanov B.V., Kukharchuk O.F. Modeli i programmy rascheta dinamicheskikh kharakteristik reaktorno-lazernykh sistem [Models and codes for calculation of dynamic characteristics of the reactor-laser systems]. Preprint FEI-2454, Obninsk, 1995, 23 p. (in Russian).

Authors

Brezhnev Andrej Ivanovich, Research Engineer

E-mail: brezhand@gmail.com

Gulevich Andrey Vladislavovich, Deputy Director of Division, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: gulevich@ippe.ru

Kukharchuk Oleg Filaretovich, Deputy Director General, Dr. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: kuh@ippe.ru

Fokina Ol'ga Gennad'evna, Head of Laboratory

E-mail: og_f@ippe.ru

ПРОГНОЗИРОВАНИЕ ТЕМПЕРАТУРНОГО ПОЛЯ ЗАМЕДЛИТЕЛЯ В ТЯЖЕЛОВОДНОМ РЕАКТОРЕ НА ОСНОВЕ КЛЕТОЧНОЙ НЕЙРОННОЙ СЕТИ

С.О. Старков*, Ю.Н. Лавренков**

* Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1

** Калужский филиал МГТУ им. Н.Э. Баумана

248000, г. Калуга, ул. Баженова, д. 2.



Реакторы, в которых тяжелая вода используется в качестве теплоносителя и замедлителя, получили широкое распространение в современной энергетике. Контроль состояния замедлителя играет важную роль в обеспечении нормальной работы энергетической установки. Предлагается применение клеточной нейронной сети, архитектура которой адаптирована для аппаратной реализации, в системе прогнозирования температуры тяжеловодного замедлителя. Формирование обучающей выборки и контроль правильности функционирования нейросетевой структуры осуществлялись с помощью модели реактора, скомпонованного в соответствии со структурой тяжеловодного реактора CANDU Darlington. В состав элементов выборки для настройки и конфигурирования топологии сети входят основные параметры, характеризующие процесс получения энергии в активной зоне. В статье рассматривается возможность выполнения температурного прогноза только по центральному сечению каландра. Для решения этой задачи спроектирована архитектура клеточной нейронной сети, а также разработаны основные составные части цифрового вычислительного элемента и методы их реализации на ПЛИС. Описывается способ организации оптической связи между отдельными нейронными модулями в составе сети, который обеспечивает не только возможность перестройки топологии в процессе обучения, но и распределение приоритетов распространения информационных сигналов нейронов в зависимости от активности при оценке ситуации на входе нейросетевой структуры. Применен способ асинхронной активации клеток, основанный на использовании фрактальной осциллирующей сети, базовый элемент которой выполнен на модифицированном кольцевом осцилляторе. Оценивается эффективность обучения предложенной архитектуры с помощью алгоритмов стохастического диффузионного поиска. Сравнительный анализ поведения модели и результатов работы нейронной сети показал, что применение нейросетевого подхода оказывается эффективным в системах обеспечения безопасности энергетических установок.

Ключевые слова: клеточные нейронные сети, реактор с тяжелой водой под давлением, фрактальная осциллирующая сеть, оптические нейроны, прогнозирование температурных полей, разогрев среды замедлителя нейтронов, стохастические алгоритмы обучения нейронных сетей.

© С.О. Старков, Ю.Н. Лавренков, 2017

94

ВВЕДЕНИЕ

Рассматривается применение клеточных нейронных сетей для прогнозирования температуры замедлителя в тяжеловодных реакторах. Поддержание оптимальной температуры замедлителя необходимо для предотвращения критических ситуаций, связанных с перегревом топливных каналов [1]. Измерение температурных параметров внутри рабочего реактора, необходимых для формирования обучающей выборки и проверки правильности получаемых расчетов, является сложной задачей, которая может быть решена с применением физической модели, имитирующей процессы тепловыделения, распределения энергии и отвода тепла по тем же принципам, что и в действующем реакторе [2]. В качестве источника тепловой энергии применялся металлооксидный резистор МО-200, нагревающий стальную трубку, которая является аналогом топливного канала реактора. В этом заключается главное отличие от действующего реактора – получение энергии, часть которой идет на разогрев замедлителя, происходит не в результате ядерной реакции, а с помощью нагрева резистивного элемента. Нагрев резисторов осуществлялся при помощи CCFL-инверторов, выполненных на микросхеме DF6109A и двойного транзистора MT4606. Преимуществом такого способа получения тепловой энергии в модели является то, что способ построения инверторов подобного типа базируется на применении цепи обратной связи для контроля генерируемой мощности. При изменении сопротивления резистора с помощью последовательного с ним включения группы кенотронов 1Ц21П становится возможным изменять количество выделяемого тепла. Данная особенность позволяет учесть в модели процесс выгорания ядерного топлива в тепловыделяющих сборках.

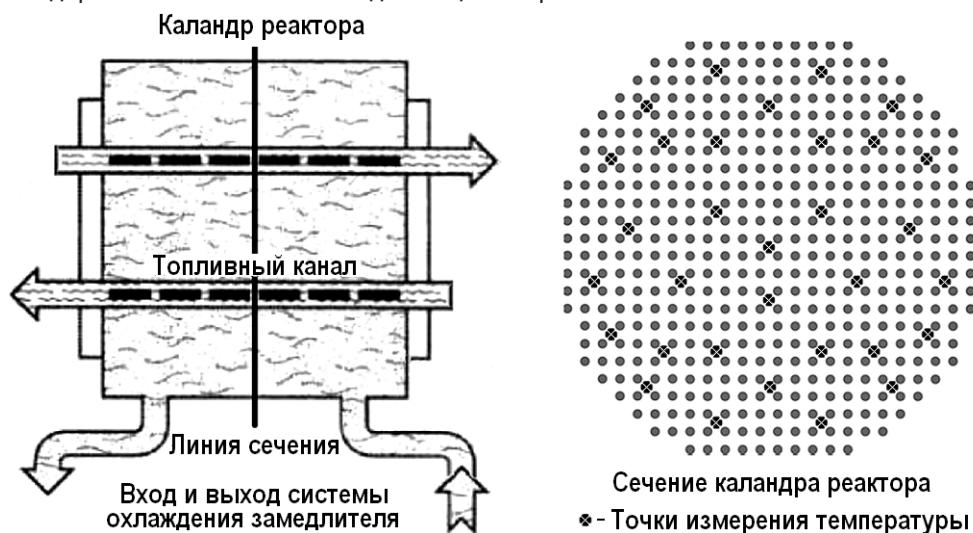


Рис. 1. Сечение каланда, в 32-х точках которого производится измерение температуры

Модель компонуется в соответствии с конструкцией реактора CANDU Darlington [3]. На основе наблюдения за работой модели формируются наборы векторов обучающей выборки, которые в дальнейшем применяются для обучения и настройки клеточной нейронной сети. Для упрощения процедуры построения нейросетевой системы прогноз температуры делается только по центральному диаметральному сечению реактора (рис. 1). Получить одновременно прогноз для нескольких сечений реактора возможно с применением параллельного комплекса предложенной клеточной нейросетевой вычислительной структуры. Входной вектор параметров формировался из следующих величин: температура теплоносителя на входе и выходе топливного канала, глубина выгорания топлива в ТВС, величина активности систем жидкого регулирования, положение регулиру-

ющих стержней. Измерение температуры по центральному сечению модели производится с помощью 32-х температурных датчиков DS18B20, показания которых являются желаемыми значениями для обучаемой нейронной сети.

ПРОЕКТИРОВАНИЕ НЕЙРОСЕТЕВОГО КОМПЛЕКСА ДЛЯ РАСЧЕТА ТЕМПЕРАТУРНЫХ ПОЛЕЙ

Клеточные нейронные сети относятся к информационным системам обработки сигналов, состоящим из большого количества простых вычислительных элементов (клеток) [4]. Способ организации локальных связей между элементами в такой структуре определяет развитие параллельного процесса решения вычислительной задачи (рис. 2).

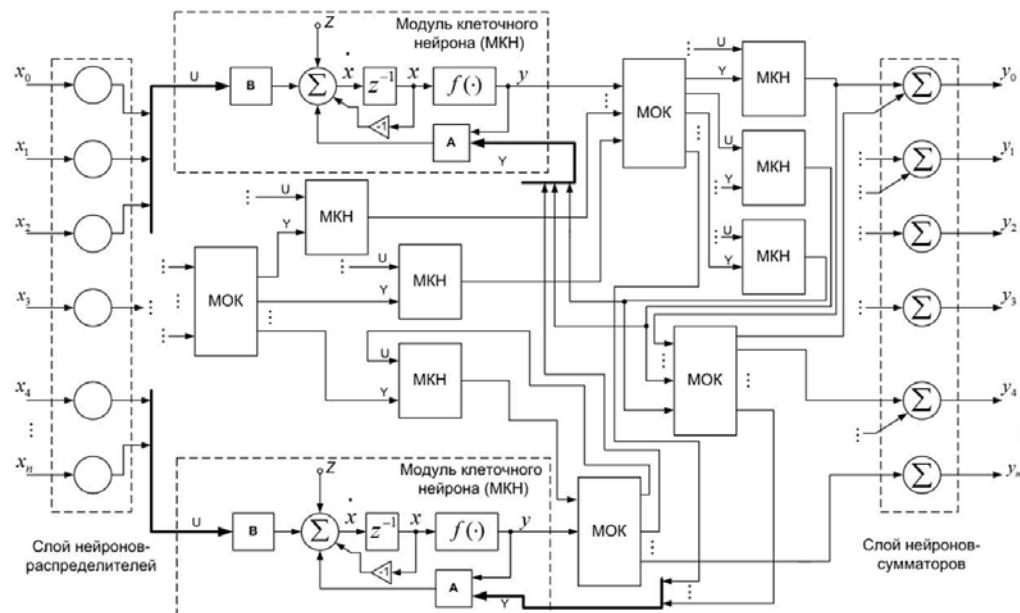


Рис. 2. Архитектура клеточной нейронной сети: МОК – модуль оптической коммутации

Ключевой проблемой при синтезе нейронных сетей подобного типа является не только организация топологии связей между нейронами, но и способ конструирования минимального процессорного элемента, обеспечивающего работу клеточного нейрона. Каждая клетка представляет собой развивающуюся во времени динамическую систему. Перед началом процедуры разработки клеточной архитектуры необходимо определить внутренние структуры и переменные параметры клеточного нейрона. В общем случае структура ячейки имеет много общего с искусственными нейронами, применяемыми для построения сетей прямого распространения. Динамика изменения внутреннего состояния описывается следующим выражением:

$$x = -x + \sum_{h \in M} a_h y_h + \sum_{h \in M} b_h u_h + z, \quad (1)$$

где \$x\$ – внутреннее текущее состояние ячейки; \$y_h\$ – выходной сигнал, полученный от соседних нейронов в соответствии с топологией связей; \$z\$ – пороговое значение; \$M\$ – количество нейронов, с которыми клетка непосредственно соединена; \$u_h\$ – входной сигнал; \$a_h, b_h\$ – весовые коэффициенты, настраиваемые с помощью процедуры обучения и предназначенные для изменения входных и выходных сигналов соседних клеток, входящих в сферу влияния.

В качестве функции активации применяются нелинейные функции [5]. Как следует из выражения (1), нейрон способен воспринимать входные и выходные данные от яче-

ек, которые расположены непосредственно рядом с ним, а способ обмена информацией будет зависеть от организации топологии связей.

Устройство системы предполагает наличие в клеточном нейроне запоминающей структуры для хранения весовых коэффициентов и внутреннего состояния нейрона. Для реализации этой возможности предлагается использовать банк памяти из восьми микросхем последовательной памяти EEPROM 24LC512 [6]. Совокупный объем банка памяти будет равен $512\text{K}\times 8$, что обеспечивает возможность хранения $128\text{K}\times 32$ весовых коэффициентов и показателей внутреннего состояния нейрона. Такая архитектура памяти ячейки позволяет строить клеточные нейронные сети с развитой топологией связей, позволяющей выполнять конструирование 3D-сетей. Структура памяти обеспечивает возможность сохранения как положительных значений весовых коэффициентов (возбуждающие синапсы), так и отрицательных (тормозящие синапсы), что позволяет реализовывать полноценную возбуждающе-тормозящую динамику. Для обеспечения защищенности внутреннего состояния клетки в состав ячейки был введен зеркальный банк памяти, выполненный на микросхемах памяти EEPROM W27C512. Выбор именно этого типа микросхем обусловлен тем, что при эквивалентной информационной емкости у данного класса микросхем алгоритм записи информации существенно отличается от 24LC512. Информация в двух банках полностью дублируется, а ее целостность в каждом банке контролируется циклическим избыточным кодом CRC-32. Координация работы банков памяти и контроль целостности осуществляются с помощью микроконтроллера STM32F407VGT, архитектура которого имеет встроенный блок вычисления CRC. В случае преднамеренного или случайного разрушения информации в одном из банков производится процедура ее восстановления из другого. Повреждение двух банков приводит к исключению клеточного нейрона из всего процесса функционирования сети. Банк памяти имеет структуру, представленную на рис. 3.

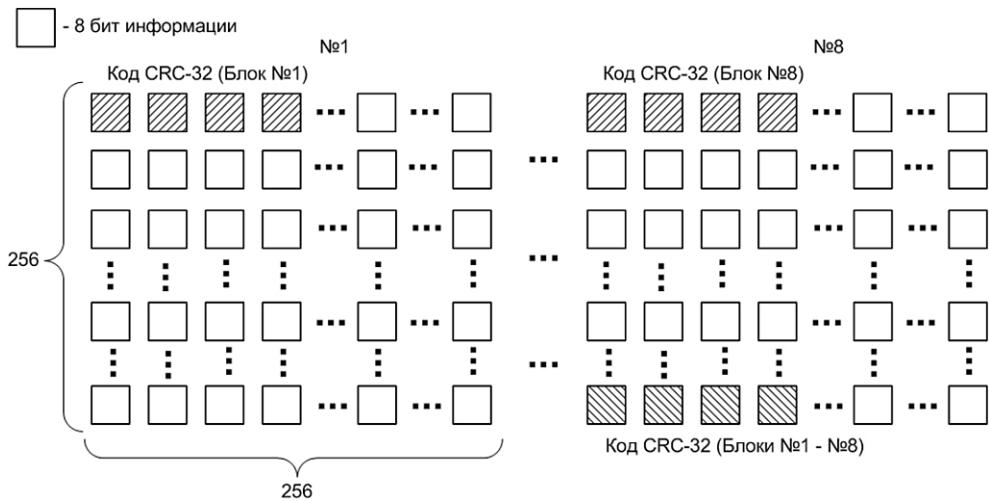


Рис. 3. Структура банка памяти

Основу вычислительного модуля нейрона составляет умножитель-сумматор, выполненный из четырех умножителей с двумя портами ввода данных и одного сумматора. Входные данные имеют разрядность 16 бит, а выходная шина данных – 34 бита. Вычислительные блоки нейронов реализованы на ПЛИС Cyclone III EP3C10E144C8. Выбор способа реализации цифрового блока нейрона обусловлен широкими возможностями определения разрядности данных, что делает возможным обработку данных большой размерности без потерь.

Конструкция клеточных нейросетевых элементов должна обладать возможностью воспринимать большое количество сигналов от нейронов, расположенных в сфере вли-

ияния [7]. В качестве способа взаимодействия нейронов применялась перестраиваемая оптическая сеть (рис. 4).

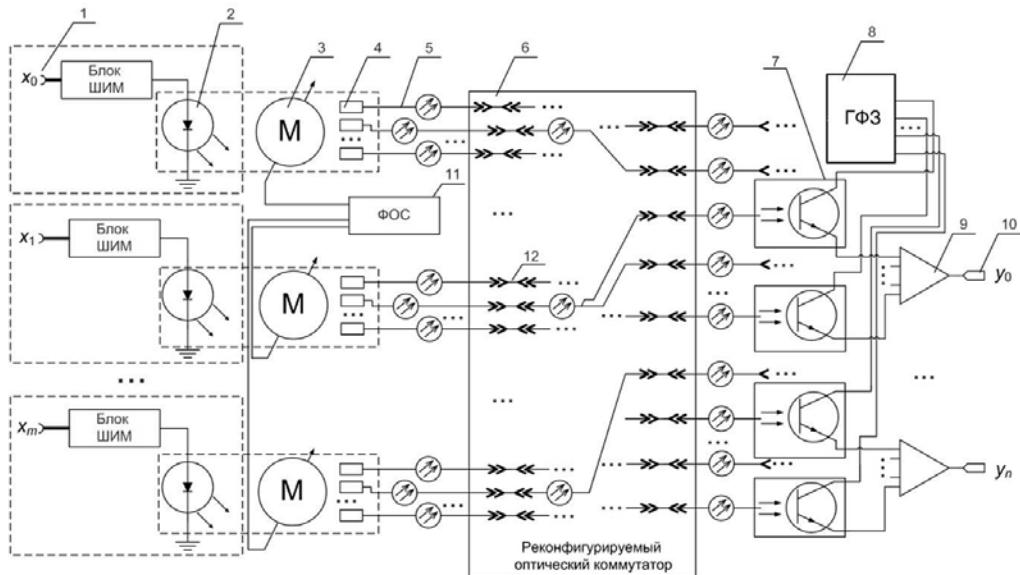


Рис. 4. Структура коммутационной системы клеточной сети: 1 – входные цифровые сигналы от соседних клеточных нейронов; 2 – лазерный диод; 3 – вращающееся многогранное зеркало, управляемое контроллером LB11870; 4 – вилка оптического соединителя; 5 – оптический кабель; 6 – группа оптических коммутаторов; 7 – фототранзистор L-7113Р3С; 8 – генератор функциональной зависимости; 9 – интегратор-сумматор, реализованный на базе LM358; 10 – выходные сигналы нейронов; 11 – фрактальная осциллирующая сеть; 12 – оптический соединитель

Выходной цифровой сигнал клеточной ячейки с помощью модуля широтно-импульсной модуляции (ШИМ), выполненный на базе микроконтроллера STM32F407VGT, управлял мощностью излучения лазерного диода. Искусственные входные рецепторы каждой ячейки были выполнены на базе фототранзистора L-7113Р3С, применяемого в качестве аналогового перемножителя для функционального преобразования входных сигналов нейрона [8].

Для прогнозирования температуры замедлителя не требуется полноценное четырехквадрантное перемножение двух сигналов. Получаемая результирующая составляющая пригодна для дальнейшей обработки. Первым из двух перемножаемых сигналов является модулированный сигнал от лазерного диода, которым непосредственно облучается фототранзистор. Второй сигнал подается на коллектор фототранзистора, заданный в виде функциональной зависимости

$$f(x) = 1.3\sin(1.58\pi x) + 1.2(\cos(18.5\pi x))^3 + 1.1((\cos(8.5\pi x))^{1.5} + \sin(14.5\pi x))^2, \quad (2)$$

которая позволяет выделить приоритетные сигналы от соответствующих клеточных ячеек. Для изменения приоритета требуется изменение коэффициентов в (2), которые могут быть включены в стратегию обучения.

Для распределения светового потока от выходного лазерного диода в конструкции нейронного элемента применялось вращающееся многогранное зеркало, управление приводом которого осуществлялось с помощью контроллера LB11870. В отличие от оптических ответвителей, выполненных на основе линз или волноводов, данная конструкция позволяет регулировать размножение светового потока на основе изменения частоты вращения многогранного зеркала с помощью изменения частоты входного управляющего сигнала контроллера (УСК), что позволяет управлять активностью клеточных нейронов в сети. Взаимодействие нейронов происходит не только посредством

прямых связей с соседними элементами, но и за счет организации асинхронного функционирования нейронных элементов в каждом слое. Сигнал управления для LB11870 генерируется фрактальной осциллирующей сетью (ФОС). ФОС составлена из модулей модифицированного кольцевого осциллятора [8] (рис. 5). Каждый модуль находился в ветке фрактальной структуры – треугольнике Серпинского [9]. Фрактальная организация осциллятора делает возможным добавление новых модулей в уже существующую структуру без значительной перестройки внутренних связей. Теоретически, увеличение ФОС может производиться в широком диапазоне, ограниченном только физическими ограничениями ПЛИС, что дает широкие возможности для изменения выходных характеристик генерируемого сигнала.

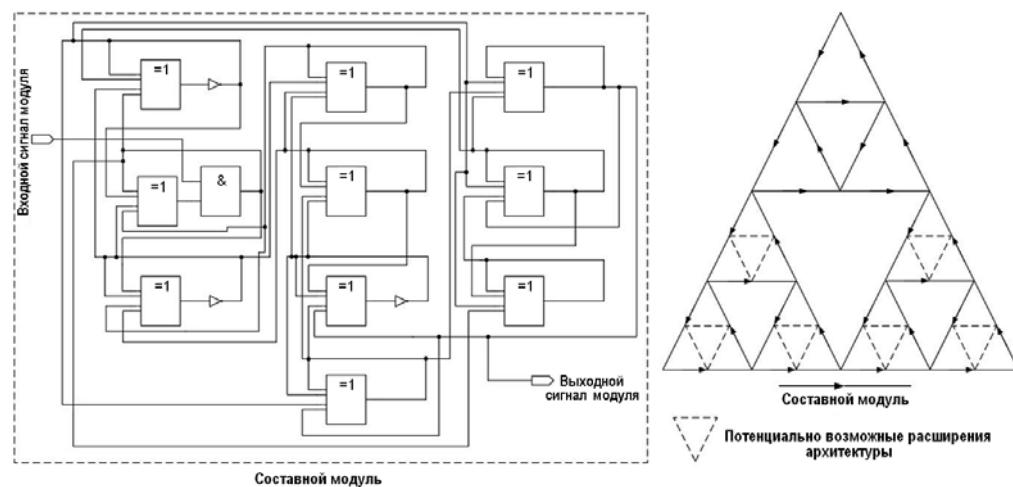


Рис. 5. Архитектура фрактальной осциллирующей сети

Пример выходного сигнала ФОС, регистрируемый с помощью цифрового осциллографа Hantek DS06022BE, показан на рис. 6а. Сигнал А – выход осциллирующей сети, сигнал В – это сигнал А, преобразованный с помощью D-триггера в бинарную последовательность. Полученные битовые комбинации задают частоту периодического сигнала, который является управляющим для контроллера LB11870. Процедура управления процессом активации клеточных ячеек осуществляется путем изменения во времени скорости вращения многогранного зеркала.

Каждый клеточный нейрон получал группу сигналов от непосредственных соседних элементов, входящих в его сферу влияния [10]. Интегратор-сумматор, выполненный на операционном усилителе LM358, осуществлял интегрирование совокупности сигналов с различными постоянными. Пример полученного аналогового сигнала, являющегося откликом всех нейронов-соседей, приведен на рис. 6б. Сигнал А – является выходом клеточного нейрона, у которого активность определялась УСК с частотой 10 кГц, а сигнал В – отклик нейрона при тех же условиях, но УСК имел частоту 230 Гц. Приведенные зависимости показывают, что при одинаковых условиях функционирования получены различные формы активности клеточных нейронов, наблюдаемые посредством изменения порядка активизации клеток в сети [11]. Клеточная сеть, в которой наблюдается данная особенность, способна одновременно хранить несколько возможных сценариев решения проблем, на которых происходило обучение. Применение скоростной оптической связи между нейронами, а также возможность изменения этих связей позволяют в процессе функционирования получать результат, являющийся гибридом нескольких возможных решений данной задачи.

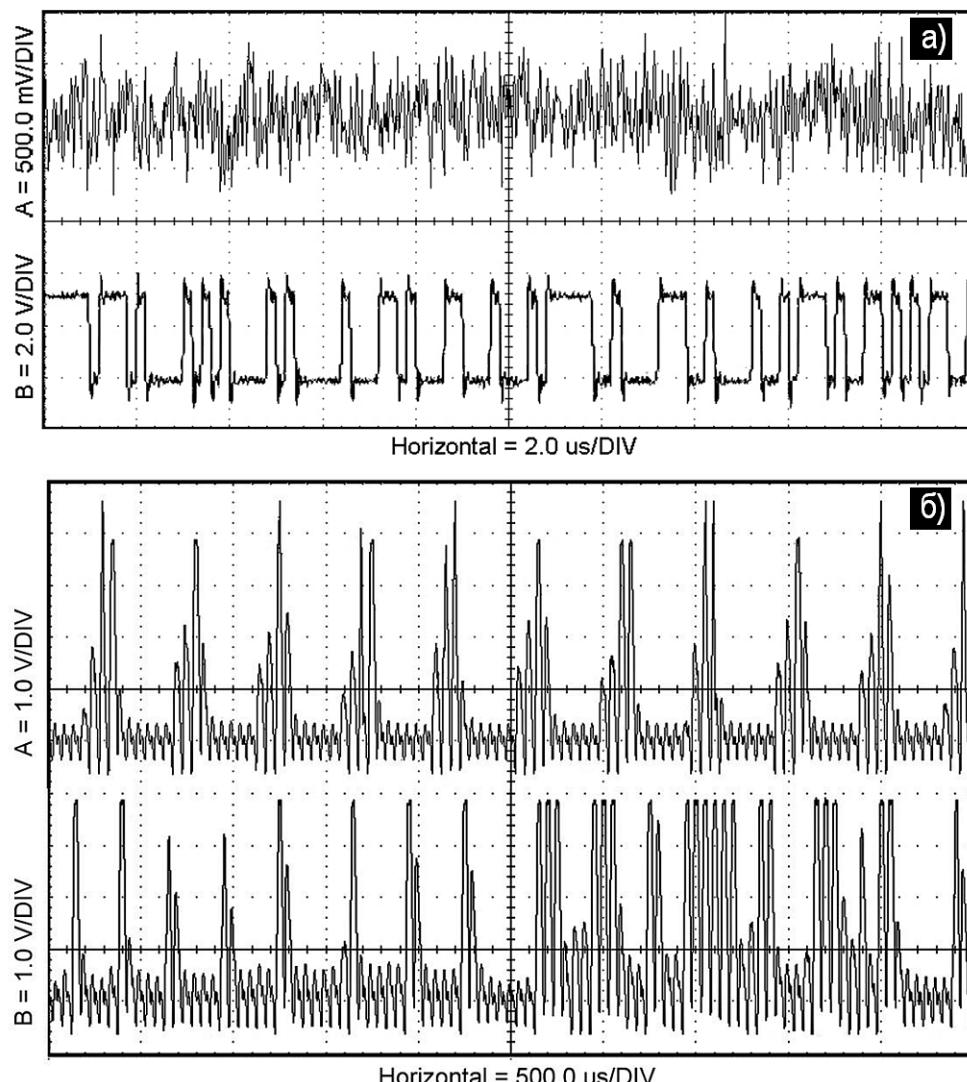


Рис. 6. Выходные сигналы осциллирующей сети (а) и клеточных нейронов (б), полученные на осциллографе Hantek DS06022BE

Оптическая связь между элементами нейронной сети и переменные значения интегрирования интеграторов-сумматоров вводят в алгоритм обучения дополнительные параметры, управляющие передачей оптического сигнала между клеточными нейронами. Во время процедуры настройки и обучения нейронной сети также выполняется изменение топологии соседства между отдельными нейронными ячейками. Для реализации возможности управления оптической связью между элементами сигналы передаются с помощью оптических волокон, коммутируемых оптомеханическими переключателями.

КОНФИГУРИРОВАНИЕ И ОБУЧЕНИЕ КЛЕТОЧНОЙ НЕЙРОСЕТЕВОЙ СИСТЕМЫ

Первоначальная инициализация всех структур клетки осуществлялась случайными числами, генерируемыми фрактальной осциллирующей сетью. Поведением каждой нейронной ячейки управляет микроконтроллер STM32F407VGT, вычислительная мощность которого делает возможным не только выполнение операций, связанных с контролем целостности памяти ячейки, но и выполнение оптимизации параметров нейрона, настрой-

ку постоянных интегрирования в интеграторе-сумматоре нейронной ячейки, установке параметров оптомеханических переключателей для формирования топологии связей. При большом количестве оптимизируемых параметров для каждой ячейки требуется применение алгоритмов распределенной оптимизации, позволяющих с помощью локальных вычислителей каждого нейрона выполнить обучение всей нейронной сети [7, 12]. Рассмотрим модифицированный алгоритм стохастического диффузационного поиска для обучения предложенной нейросетевой системы.

1. Каждая ячейка представляется в роли агента популяции $s_i, i \in [1, \dots, S]$, S – количество нейронных ячеек в сети. Поскольку все параметры инициализированы случайным образом, то уже на этом этапе все агенты обладают начальной гипотезой, которая представляет лучшую совокупность переменных параметров для достижения цели обучения нейронной сети [13, 14]. Вычисляем значение функции пригодности $\varphi(s_i) = \varphi_i$ – общую для всех агентов ошибку обучения клеточной сети.

2. Каждый агент s_i проверяет свою гипотезу по оценке степени вклада ячейки в финальное результирующее решение. Степень вклада определяется процентом активности нейрона в течение периода активности нейронной сети. Если степень активности $s_i > \varphi_{\min}$ (φ_{\min} в данной работе 20%), то нейрон s_i считается активным.

3. Путем прямых контактов между агентами [15, 16], находящимися в одной сфере влияния, происходит обмен гипотезами (диффузия) и результатами их проверки.

а). Если нейрон s_i активен, то изменяем его гипотезу по следующему правилу:

$$s_{i,k} = s_{i,k} + \eta \alpha_k, \quad (3)$$

где $s_{i,k}$ – k -й оптимизируемый параметр s_i -го нейрона; η – свободный параметр, значение которого лежит в интервале (0;1); α_k – элемент случайного вектора направления перемещения решения в поисковом пространстве.

б). Если нейрон s_i неактивен, то выбираем из сферы влияния оптимизируемого агента активный нейрон s_j и производим замену гипотезы нейрона s_i на случайную гипотезу из некоторой окрестности нейрона s_j :

$$\begin{aligned} s_{i,k} &= x_k, \quad x^a \leq x_k \leq x^b, \\ x^a &= \max(s_{j,k} - \eta((s_{j,k}^+ - s_{j,k}^-) + (s_{i,k}^+ - s_{i,k}^-)), s_{i,k}^-), \\ x^b &= \min(s_{j,k} + \eta((s_{j,k}^+ - s_{j,k}^-) + (s_{i,k}^+ - s_{i,k}^-)), s_{i,k}^+), \end{aligned} \quad (4)$$

где $s_{j,k}^+$ – максимально допустимое значение параметра k нейрона j ; $s_{j,k}^-$ – минимально допустимое значение параметра k нейрона j .

4. Оценивая свою гипотезу по сравнению с другими, каждый агент формирует новое решение, тестирует его и производит обмен с соседями.

5. Процесс продолжается до получения удовлетворительной ошибки обучения.

Для реализации процедуры обучения применялся не один вычислительный блок, контролирующий оптимизацию всех параметров нейронной сети [17], а группа микроконтроллеров STM32F407VGT. Для повышения эффективности работы распределенного алгоритма обучения необходимо правильно выбрать топологию сети связи между вычислительными модулями. Поскольку информационные сигналы между нейронами образуют динамическую сеть связи, в которой возможно изменение топологии соседства каждой ячейки в процессе функционирования, то выбор способа для соединения микроконтроллеров является важным фактором эффективности работы системы [18]. Для организации информационного обмена использовалась топология неблокирующей Clos-сети с дуплексными каналами связи между микроконтроллерами [6].

Предложенный алгоритм обучения и архитектура вычислительной системы, на которой он реализуется, позволяют успешно выполнить процедуру настройки сети для решения поставленной задачи. Усредненная ошибка обучения показана на рис. 7.

Несмотря на то, что процесс обучения сопровождается значительными колебаниями значений квадратичной ошибки во времени, предложенный распределенный алгоритм

успешно выполняет конфигурацию клеточной сети для решения задачи прогнозирования температуры замедлителя.

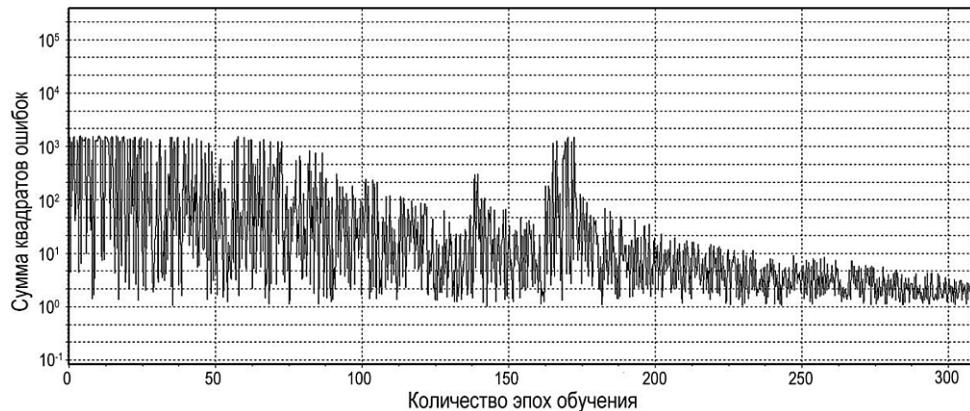


Рис. 7. Усредненная кривая обучения

ОЦЕНКА РЕЗУЛЬТАТОВ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ

Приведенная выше нейросетевая структура применялась для прогнозирования температуры замедлителя по объему центрального сечения реактора. Выполнение прогноза делает возможным оценивание колебаний температуры замедлителя. Значительные температурные колебания возникают в объемах, где возможны сильные турбулентные течения [1]. На рисунке 8 показаны температурные контуры, полученные для физической модели (слева) и температурный прогноз нейронной сети (справа) в различные моменты времени работы реакторной установки, а также температурная шкала (в градусах Цельсия).

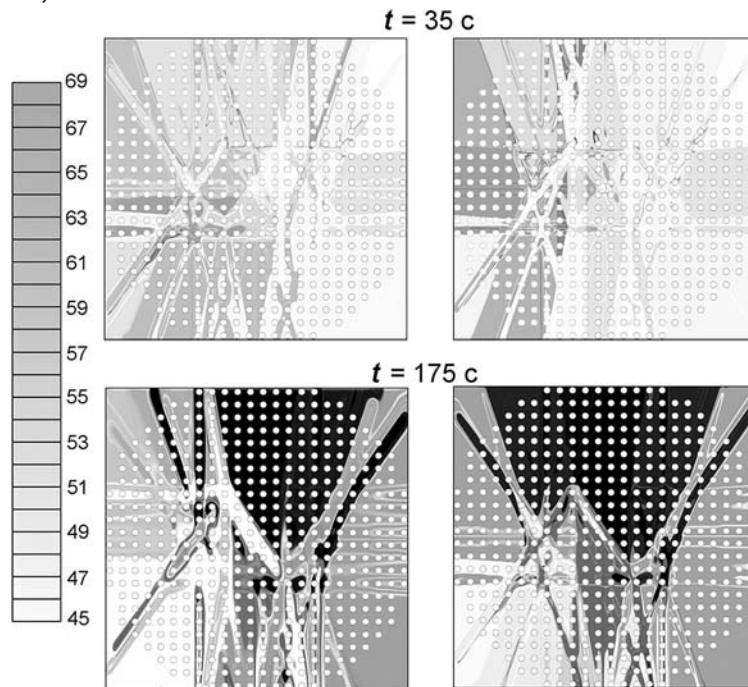


Рис. 8. Температурные контуры модели и результаты работы нейронной сети в различные моменты времени

Полученные результаты свидетельствуют об оптимальном выборе архитектуры нейросетевого комплекса для прогнозирования. Результаты могут быть использованы для

анализа температурных аномалий и мест их возникновения. Для построения подобной температурной карты в другом сечении реактора необходимо выполнить обучение клеточной сети на основе данных, соответствующих требуемой ситуации. Параллельное обучение комитета сетей, выполняющих прогноз по различным сечениям, позволит получить детальную картину распределения температуры замедлителя по объему реактора.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Применение клеточных нейронных сетей для прогнозирования температуры замедлителя в определенных точках пространства реактора дает возможность выполнить оценку безопасности эксплуатации силовой установки без выполнения трудоемких экспериментов. Одновременная оценка 32-х точек в сечении модели реактора позволяет собрать информацию об изменении температуры замедлителя, которая происходит вследствие передачи тепла как от поверхности ТВС, так и от объемного нагревания. Оценка результатов работы нейронной сети и поведения модели показала, что клеточная сеть применима для оценки распределения температуры в различных сечениях реактора, что делает возможным выполнение анализа событий внутри каландра и оценку асимметричности нагрева объемов тяжелой воды. Выполнение анализа температурных колебаний в наблюдаемых точках, а также учет отклонения температуры от средних значений позволяют оценить направления движения и смешивания потоков замедлителя. Оценка температурных аномалий по всему объему реактора возможна с применением комитета разработанной клеточной структуры, что может стать основой для полноценного 3D-моделирования состояния замедлителя в каландре.

Литература

1. Cacuci Dan Gabriel. Handbook of Nuclear Engineering. Springer US, 2010. 3574 p. DOI: 10.1007/978-0-387-98149-9.
2. Kok Kenneth D. Nuclear Engineering Handbook. CRC Press, 2009. 786 p. DOI: 10.1201/9781420053913-p1.
3. The Essential CANDU, A Textbook on the CANDU Nuclear Power Plant Technology, Editor-in-Chief Wm. J. Garland, University Network of Excellence in Nuclear Engineering (UNENE), ISBN 0-9730040.
4. Chua Leon O., Roska Tamas. Cellular neural networks and visual computing: foundations and applications. Cambridge University Press New York, NY, USA, 2002. 396 p.
5. Васильев А.Н., Тархов Д.А. Принципы и техника нейросетевого моделирования. – СПб.: Нестор-История, 2014. – 218 с.
6. Шустов М.А. Схемотехника. 500 устройств на аналоговых микросхемах. – СПб.: Наука и техника, 2013. – 352 с.
7. Rabanal Juan R., Dorado Julian. Artificial Neural Networks in Real-Life Applications. IGI Global, 2005. 394 p. DOI: 10.4018/978-1-59140-902-1.
8. Крекрафт Д., Джерджи С. Аналоговая электроника. Схемы, системы, обработка сигнала. – М.: Техносфера, 2005 – 360 с.
9. Дорогов А.Ю. Теория и проектирование быстрых перестраиваемых преобразований и слабосвязанных нейронных сетей. – СПб.: Политехника, 2014. – 328 с.
10. Хайкин С. Нейронные сети: полный курс. – М.: Издательский дом «Вильямс», 2008. – 1104 с.
11. Кащенко С.А., Майоров В.В. Модели волновой памяти. – М.: Книжный дом «ЛИБРОКОМ», 2014. – 288 с.
12. Graupe Daniel. Principles of Artificial Neural Networks (Advanced Series in Circuits and Systems), 2-nd Edition, World Scientific Pub Co Inc, 2007. 238 p.
13. Джон Н., Роберт М., Брюс В., Пол Ф. От нейрона к мозгу. – М.: Едиториал УРСС, 2003. – 672 с.
14. Барский А. Б. Логические нейронные сети: учебное пособие. – М.: Интернет-универ-

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- ситет информационных технологий; БИНОМ. Лаборатория знаний, 2012. – 352 с.
15. Осовский С. Нейронные сети для обработки информации.– М.: Финансы и статистика, 2002. – 344 с.
16. Madan M. Gupta, Liang Jin, and Noriyasu Homma. Static and Dynamic Neural Networks: From Fundamentals to Advanced Theory. ISBN: 978-0-471-21948-4, 752 pages, April 2003, Wiley-IEEE Press.
17. Терехов В. А. Нейросетевые системы управления: учеб. пособие для вузов/В.А. Терехов, Д.В. Ефимов, И.Ю. Тюкин. – М.: Высш. шк. 2002.–183 с.
18. Грешилов А. А. Математические методы принятия решений: учеб. пособие (с расчётыми программами на оптическом диске). – М.: Изд-во МГТУ им. Н. Э. Баумана, 2014. – 647 с.

Поступила в редакцию 18.11.2016 г.

Авторы

Старков Сергей Олегович, профессор, доктор физ.-мат. наук
E-mail: sergeystarkov56@mail.ru

Лавренков Юрий Николаевич, кандидат техн. наук
E-mail: georglawr@yandex.ru

UDC 621.039.517.3

PREDICTION OF TEMPERATURE FIELD OF MODERATOR OF HEAVY-WATER REACTOR BASED ON CELLULAR NEURAL NETWORK

Starkov S.O.* , Lavrenkov Y.N.**

* Obrinsk Institute for Nuclear Power Engineering,
National Research Nuclear University «MEPhI»
1 Studgorook, Obrinsk, Kaluga reg., 249040 Russia

** Kaluga Branch of the Bauman Moscow State Technical University
2 Bazhenova str., Kaluga, Kaluga reg., 248000 Russia

ABSTRACT

Calculation of 2D temperature fields in structural elements of installations with internal sources of heat is the necessary condition required for maintaining their safe operation. Methodology is suggested for forecasting moderator temperature in heavy-water reactors with application of cellular neural network. Application of intellectual computational structure allows simplifying the procedure of calculation of moderator temperature in different cross-sections of calandria heating of which is achieved both directly from the surfaces of fuel channels and, as well, as the result of volume heating. The difficulty to apply numerical methods is explained by the computational difficulty of determination of temperature gradients and heat fluxes along the fuel channel, as well as by the complex geometry of fuel assemblies. Neural network modeling facilitates removing potential critical situations by implementing the control of variation of temperature fields during transients, emergency situations and in the estimation of thermal stresses. Application of the technique of cellular neural networks is justified by the specific features of the architecture allowing targeted limitation of communications between neurons. Specific features of cellular networks correspond to the principles of quick tunable transformations which can be efficiently realized on hardware level. Reduction of the number of synoptical communications increases computational efficiency and makes it possible to use this class of networks

for processing the high dimensionality data. Structural synthesis of cellular network with optical communications between neurons possessing high efficiency of data processing is examined. The suggested type of communications constitutes the basis for realization of modular intellectual structures consisting of homogeneous fragments. Training the neural network is accomplished using methods of local training with elements of co-evolutional interaction. Presence of powerful 32-bit microcontroller in each neural core justifies the above strategy despite associated high memory requirements. The suggested modular organization efficiently combines local training of neural cores with global training of the whole network. Comparison of results of forecasting with behavior of the reactor model demonstrated the efficiency of reconstructive analysis of complex systems with application of reconfigurable cellular neural networks, structure of which can be optimized for the specific calculational task. Modularity of the structure allows simultaneously constructing large number of networks on the same electronic chip which makes it possible to forecast moderator temperature fields in different sections of calandria and constitutes the basis for constructing 3D models.

Key words: cellular neural networks, heavy water reactor, oscillating fractal network, optical neurons, forecasting temperature fields, the heating medium neutron moderator, stochastic algorithms for neural networks training.

REFERENCES

1. Cacuci Dan Gabriel. Handbook of Nuclear Engineering. Springer US, 2010. 3574 p. DOI: 10.1007/978-0-387-98149-9.
2. Kenneth D Kok. Nuclear Engineering Handbook. CRC Press, 2009. 786 p. DOI: 10.1201/9781420053913-p1.
3. The Essential CANDU, A Textbook on the CANDU Nuclear Power Plant Technology, Editor-in-Chief Wm. J. Garland, University Network of Excellence in Nuclear Engineering (UNENE), ISBN 0-9730040.
4. Leon O. Chua, Tamas Roska. Cellular neural networks and visual computing: foundations and applications. Cambridge University Press New York, NY, USA, 2002. 396 p.
5. Vasiliev A.N., Tarkhov D.A. Principy i tekhnika nejrosetevogo modelirovaniya [Principles and techniques of neural network modeling]. Saint Petersburg. Nestor-Istoriya Publ., 2014. 218 p. (in Russian).
6. Shustov M.A. Skhemotekhnika. 500 ustroystv na analogovykh mikroskhemakh [Circuitry. 500 analog circuits devices]. Saint Petersburg. Nauka i Tekhnika Publ., 2013. 352 p. (in Russian).
7. Juan R. Rabunal, Julian Dorado. Artificial Neural Networks in Real-Life Applications. IGI Global, 2005. 394 p. DOI: 10.4018/978-1-59140-902-1.
8. David Crecraft, Stephen Gergely. Analog Electronics: Circuits, Systems and Signal Processing. 1st Edition. Butterworth-Heinemann, 2002. 425 p.
9. Dorogov A.Yu. Teoriya i proektirovanie bystrykh perestraivaemykh preobrazovanij i slabosvyazannykh nejronnykh setej [Theory and Design of quick tunable transformations and loosely coupled neural networks]. Saint Petersburg. Politekhnika Publ., 2014. 328 p. (in Russian).
10. Simon Haykin. Neural networks. A Comprehensive Foundation. Second Edition. Prentice Hall, Inc., 1999. 1104 p.
11. Kashchenko S.A., Maiorov V.V. Modeli volnovoj pamyati [Wave memory models]. Moscow. Knizhnyi dom «LIBROKOM» Publ., 2014. 288 p. (in Russian).
12. Graupe Daniel. Principles of Artificial Neural Networks (Advanced Series in Circuits and Systems), 2-nd Edition, World Scientific Pub Co Inc, 2007. 238 p.
13. Nicholls John G., Martin A. Robert, Fuchs Paul A., Brown David A., Diamond Mathew E.,

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- Weisblat David. From Neuron to Brain, Fifth Edition. Sinauer Associates, Inc., 2011. 621 p.
14. Barsky A.B. Logicheskie nejronnye seti: uchebnoe posobie [Logical neural networks: schoolbook]. Moscow. Internet-Universitet Informatsionnykh Tekhnologiy; BINOM, Laboratoriya znanii Publ., 2012. 352 p. (in Russian).
15. Osovsky S. Nejronnye seti dlya obrabotki informacii [Neural network for information processing]. Moscow. Finansy i statistika Publ., 2002. 344 p. (in Russian).
16. Madan M. Gupta, Liang Jin, and Noriyasu Homma. Static and Dynamic Neural Networks: From Fundamentals to Advanced Theory. ISBN: 978-0-471-21948-4, 752 pages, April 2003, Wiley-IEEE Press.
17. Terekhov V.A. Nejrosetevye sistemy upravleniya: uchebnoe posobie dlya vuzov [Neural network control systems: textbook for high schools]. Moscow. Vysshaya shkola Publ., 2002. 183 p. (in Russian).
18. Greshilov A.A. Matematicheskie metody prinyatiya reshenij: uchebnoe posobie s raschyochnymi programmami na opticheskem diske [Mathematical methods of decision-making: schoolbook. 2-nd iss., with modifications and amendments]. Moscow. MGTU im. N.E. Baumana Publ., 2014. 647 p. (in Russian).

Authors

Starkov Sergej Olegovich, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: sergeystarkov56@mail.ru
Lavrenkov Yuri Nikolaevich, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: georglawr@yandex.ru

ИССЛЕДОВАНИЕ ПОСЛЕДСТВИЙ РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ЛИНДАН И ДЕЙСТВУЮЩЕЕ ВЕЩЕСТВО ПРЕПАРАТА «ГЕКСАХЛОРАН ДУСТ»

Л.П. Полякова*, Т.В. Мельникова*, Н.Н. Лукьянова**

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

249040, Калужская область, г. Обнинск, Студгородок, д.1,

**ФГБУ «НПО «Тайфун»

249038, Калужская область, г. Обнинск, ул. Победы, 4



Рассматривается проблема разработки оптимальных условий радиационной деструкции хлороганического пестицида гексахлорциклогексана (γ -ГХЦГ) как основного действующего вещества препарата «гексахлоран дуст». Разложение пестицида исследуется для перспективного применения радиационных технологий при утилизации отходов стойких органических загрязнителей (СОЗ), включенных в список, утвержденный Стокгольмской конвенцией в 2001 г. Исследована радиационная стабильность одного из изомеров гексахлорциклогексана γ -ГХЦГ в составе государственного стандартного образца (ГСО) линдана и пестицидного препарата при их γ -облучении (доза 117 кГр, мощность дозы 0,28 Гр/с). Установлено незначительное снижение степени разложения γ -ГХЦГ в составе пестицидного препарата по сравнению с линданом. Обсуждаются радиохимические превращения хлороганического пестицида с привлечением механизмов дехлорирования и стереоизомеризации. Полученные данные свидетельствуют не только о деструкции, но и о возможной трансформации молекул ГХЦГ при их облучении. Пространственные структурные изменения в молекулах γ -ГХЦГ и его изомерах под действием облучения могут быть объяснены таким перераспределением атомов Cl относительно углеводородного цикла, которое обеспечивает энергетически наиболее устойчивое состояние молекулы. Показано, что в результате γ -облучения наименее стабильным является γ -ГХЦГ, способный превращаться в α - и β -изомеры.

Ключевые слова: хлороганический пестицид, радиационная стабильность, степень разложения, изомеры γ -ГХЦГ, α -ГХЦГ и β -ГХЦГ, линдан, «гексахлоран дуст», доза γ -излучения, мощность дозы, радиационная деструкция, стереоизомеризация.

ВВЕДЕНИЕ

Ранее нами исследовалась радиационная устойчивость хлороганических пестицидов (ХОП) в составе «обезличенного» пестицидного препарата (по итогам идентификации – «гексахлоран дуст») как показатель, определяющий возможность утилизации этих веществ с применением радиационных технологий [1, 2]. Изучалась радиационная деструкция ХОП, отнесенных к списку стойких органических загрязнителей (СОЗ) [3], в условиях, уже применяющихся или планируемых для перспективных технологических

© Л.П. Полякова, Т.В. Мельникова, Н.Н. Лукьянова, 2017

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

разработок [4]. Один из вариантов реализации такой технологии связан, например, с очищением от остатков пестицидов упаковочного материала [5].

Максимальная эффективность деструкции действующего вещества препарата, исследованная в гетерогенных системах (сухой порошок-дуст, смоченный порошок, водно-щелочная суспензия) после воздействия γ -излучения (доза 44 кГр, мощность дозы 0,46 – 0,51 Гр/с), наблюдалась в водно-щелочной суспензии. Суммарное значение степени разложения ХОП в составе действующего вещества препарата, представленных как основными компонентами (α -гексахлорциклогексан (ГХЦГ) и γ -ГХЦГ), так и сопутствующими веществами (гексахлорбензол (ГХБ), β -ГХЦГ, δ -ГХЦГ), достигало 32,0 – 39,5%. Отдельно для γ -ГХЦГ этот показатель составлял 44,9 – 53,1%. Было высказано предположение, что разница приведенных величин связана с возможностью взаимного превращения указанных углеводородов, что требовало дальнейшего экспериментального подтверждения.

Так как радиационная стабильность ХОП в составе дуста при увеличении дозы воздействия от 44 до 109 кГр изменялась незначительно [2], появилась необходимость дополнительной оценки степени их разложения и в составе водно-щелочной суспензии препарата в условиях более высоких доз облучения.

В работе [2] отмечалась вероятность торможения активных процессов разрушения ХОП под действием ионизирующего излучения компонентами наполнителя пестицидного препарата, состоящего из смеси природного талька и магнезита. Представлялось интересным определить, имеет ли этот процесс практическую значимость.

Целью данной работы являлось исследование последствий радиационных превращений γ -ГХЦГ как чистого вещества, так и составной части гетерогенной системы при воздействии γ -излучения высокой дозы.

МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

Воздействию γ -излучения подвергались образцы в виде сухого порошка и водно-щелочной суспензии, подготовленные из государственного стандартного образца (ГСО) линдан и отходов препарата «гексахлоран дуст». Доза радиационного воздействия составляла 117 кГр, мощность дозы 0,28 Гр/с.

Условия приготовления образцов для исследования, а также способы их облучения и последующего инструментального анализа (хроматографического и масс-спектрометрического) с расчетом показателя степени разложения действующего вещества приведены в [1, 2]. Характеристики отходов пестицидного препарата «гексахлоран дуст» приводились в работе, посвященной идентификации препарата [6]. В связи с определенной вариабельностью количественного состава действующего вещества этого препарата, взятого из различных источников, содержание компонентов в нем измерялось во всех образцах до и после облучения. Состав использованного линдана соответствовал аттестованной характеристике стандартного образца [7].

Измерения проводили в 3 – 4-кратных повторностях, учитывая ранее установленный предел погрешностей анализа.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

Степень разложения γ -ГХЦГ в образцах сухого порошка препарата и линдана в указанных выше условиях составила 7,2 – 13,8 %. В таблице 1 приведены сравнительные данные по содержанию ГХЦГ в исследованных образцах.

Как видно из таблицы, отмечается незначительное, но достоверно установленное разложение γ -ГХЦГ в дусте, что не наблюдалось при проведении эксперимента в условиях меньших значений дозы радиационного воздействия. Кроме того в среде облученного образца отмечалось появление запаха, свидетельствующего об образовании летучих продуктов разложения действующего вещества пестицидного препарата, среди

которых возможно присутствие хлористого водорода [8]. Эти факторы указывают на явное снижение устойчивости молекул ГХЦГ при достижении дозы радиационного воздействия в 117 кГр, что дает возможность прогнозировать положительный эффект в процессе разрушения вещества при его облучении в условиях еще больших доз.

Таблица 1

Концентрации веществ (С, %) в образцах линдана и гексахлорана дуста до и после облучения (доза 117 кГр, мощность дозы 0,28 Гр/с) и степень их разложения (Р, %) после облучения

Состав экстракта	С, %				Р, %	
	Линдан*)		Дуст			
	до облучения	после облучения	до облучения	после облучения	Линдан	Дуст
γ-ГХЦГ	97,0	83,6	1,66	1,54	13,8	7,2
α-ГХЦГ	3,50	4,55	12,32	12,40	- 30,0	- 0,65
β-ГХЦГ	-	-	0,47	0,51	-	- 8,51

*) Линдан (гамма-ГХЦГ) ГСО 7889-2001, МСО 1134:2005.
Массовая доля (1,2,4,5/3,6)-1,2,3,4,5,6-гексахлорциклогексана не менее 99,5%

Из таблицы 1 следует, что в образце линдана показатель разложения γ-ГХЦГ выше, чем в препарате. Полученный результат подтверждает предположение о некотором влиянии компонентов наполнителя препарата на активность радиационной деструкции молекул этого изомера. По-видимому, в дусте γ-ГХЦГ адсорбируется на поверхности наполнителя, что отрицательно влияет на подвижность радикалов, образующихся при облучении его γ-квантами, снижая степень химических преобразований этого вещества в твердофазной гетерогенной системе [9].

На хроматограммах образцов, облученных в дозе 117 кГр, не обнаружено новых пиков, связанных с разложением γ-ГХЦГ. Дополнительно проведенный хромато-масс-спектрометрический анализ подтвердил полученные данные. Преобладающий пик на хроматограмме однозначно идентифицируется как γ-ГХЦГ, остальные малые или следовые пики соответствуют изначально присутствующим в образцах изомерам ГХЦГ. Можно предположить, что радиационное разложение ГХЦГ в сухих образцах приводит к образованию, в основном, летучих веществ, которые теряются при пробоподготовке, а также иных дехлорированных углеводородов, входящих в состав анализируемого экстракта, но не определяемых детектором электронного захвата в условиях изотермического режима детектирования.

По итогам облучения как в дусте, так и в линдане отмечаются признаки возможной трансформации исходных молекул ГХЦГ по механизму стереоизомеризации (в соответствии с данным отрицательных значений Р, %, приведенных в табл. 1).

Стабильность изомеров ГХЦГ определяется ориентацией атомов хлора в молекуле. В настоящее время установлена пространственная структура каждого изомера ГХЦГ, а также доказано, что энергетически выгодно положение атомов хлора в плоскости цикла [10, 11]. Это обуславливает усиление прочности химических связей в молекуле стереоизомера.

Считается, что аксиальные атомы хлора, служат местами возможной энзимной деградации [12]. Так, α-, γ-, δ- и ε- изомеры ГХЦГ содержат как аксиально-, так и экваториально-ориентированные атомы хлора. Молекулы этих веществ могут более активно подвергаться деградации, чем молекулы β-изомера, не содержащие аксиальные атомы хлора. Поэтому β-изомер ГХЦГ является самым стабильным, не подверженным даже реакции элиминирования (в данном случае дегидрохлорирования). Высокая стабильность

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

β -изомера обусловлена тем, что экваториальная конформация атомов хлора обеспечивает энергетически наиболее благоприятную конфигурацию соединения [13].

Возможность взаимных превращений стереоизомеров ГХЦГ под действием биотических и абиотических факторов во многом, по-видимому, будет определяться количественным соотношением пространственно разнородно ориентированных атомов хлора в молекуле. Например, в [14] косвенно доказывается факт трансформации в анаэробных условиях менее стабильного γ -изомера ГХЦГ в более стабильный α -изомер по результатам выявления высокой положительной корреляционной зависимости их количеств в природных средах. Такое превращение становится понятным, если учесть, что молекула γ -изомера ГХЦГ содержит большее количество аксиально-расположенных атомов хлора.

Установлено, что изомеры ГХЦГ обладают различной токсичностью. Снижение эффективности в борьбе с насекомыми отмечалось в следующем ряду ГХЦГ γ -> α -> β -изомера [15]. СД₅₀ для крыс при оральном введении: (мг/кг) α – 500, β – 6000, γ – 125, δ – 1000 и ε – 1000 [16].

Наибольшим токсическим эффектом, таким образом, обладает γ -изомер. Переход его в другие стереоизомеры может снижать токсичность объекта, в котором этот хлорсодержащий углеводород концентрируется.

После облучения исследуемых образцов наблюдалось увеличение в них доли α - и β -ГХЦГ. Подобное превращение вещества ожидаемо, так как оно связано с возможным переходом γ -ГХЦГ в более устойчивые стереоизомерные формы за счет перераспределения пространственного расположения атомов Cl относительно углеводородного цикла молекулы.

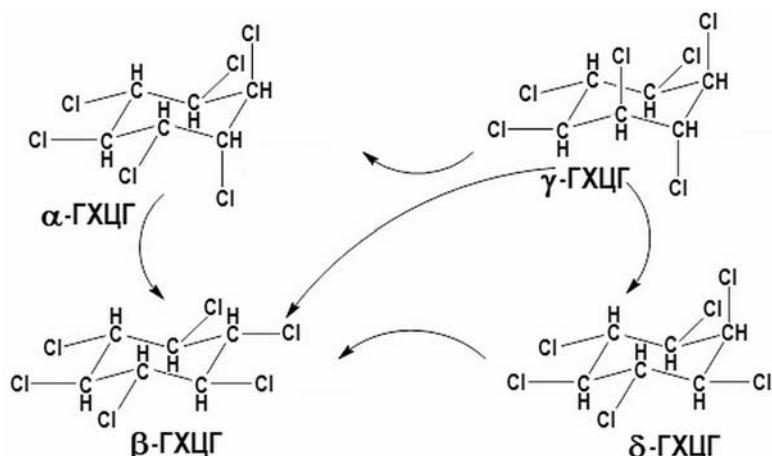


Рис. 1. Предполагаемые пути образования продуктов превращения изомеров α -, β -, δ -, γ -гексахлорциклогексана

На рисунке 1 отмечается количество атомов хлора аксиально и экваториально соединенных с циклической частью в молекуле каждого изомера. Следует ожидать, что внутримолекулярные реакции, возбужденные гамма-квантами, более активно будут протекать в молекуле γ -ГХЦГ, содержащем максимальное число аксиально расположенных атомов хлора. На рисунке стрелками показаны возможные формы стерической изомеризации молекул ГХЦГ. Приведенным механизмом, таким образом, можно объяснить увеличение концентрации указанных изомеров (табл. 1) наряду с уменьшением доли γ -ГХЦГ в составе действующего вещества дуста и линдана.

Если принимать за ориентир уменьшения устойчивости молекулы пестицида наличие в ней аксиальных атомов хлора, то γ -изомер с максимальным их содержанием практически не может являться формой, в которую будут переходить молекулы других стереоизомеров ГХЦГ. Именно поэтому ни в одном из проведенных экспериментов не на-

блюдалось завышение концентрации этого изомера после радиационной обработки образцов.

В отличие от сухих проб в сравниваемых образцах водно-щелочной суспензии, линдана и пестицидного препарата, облученных в дозе 117 кГр (табл. 2), существенная разница по показателю $P, \%$ не выявляется. Признаки заметного влияния компонентов наполнителя препарата на эффективность деструкции молекул его действующего вещества отсутствуют. Здесь, по-видимому, сказывается двойной эффект: первоначальное снижение степени адсорбции пестицидов на частицах наполнителя (талькомагнезита) за счет поглощения ими молекул воды из среды и преобладание в условиях первично-го радиолиза воды активных радиохимических процессов в сравнении с адсорбционными. Наиболее вероятностный разрыв структурных связей в молекулах ГХЦГ в данном случае связан с реакцией, протекающей по механизму с участием сольватированного электрона [17, 18].

Таблица 2

Концентрации веществ (С, %) в образцах водно-щелочной суспензии линдана и гексахлорана дуста до и после их облучения (доза 117 кГр, мощность дозы 0,27 Гр/с) и степень их разложения (Р, %) после облучения

Состав экстракта	С, %				Р, %	
	Линдан		Дуст			
	до облучения	после облучения	до облучения	после облучения	Линдан	Дуст
γ-ГХЦГ	94,0	56,2	2,14	1,09	40,2	49,1
α-ГХЦГ	5,6	4,2	12,8	7,8	25,0	39,0
β-ГХЦГ	-	-	0,56	0,47	-	16,1

В данных, представленных в табл. 2, как практически и во всех результатах предыдущих исследованиях водно-щелочных суспензий препарата ГХЦГ при меньших значениях дозы радиационного воздействия (10 и 44 кГр), нет четких свидетельств, подтверждающих предположение о взаимных превращениях основных компонентов (α - и γ -изомеров). Для них по результатам исследований отмечается нелинейное возрастание степени разложения при увеличении дозы радиационного воздействия. Так, в интервале значений доз 10, 44 и 117 кГр степень разложения ($P, \%$) составляла (для одной и той же серии образцов) соответственно для γ -ГХЦГ – 26,9, 44,9, 49,1 и для α -ГХЦГ – 34,7, 35,4, 39,0. Эти изменения соответствуют структурным особенностям молекул ГХЦГ. Как отмечалось выше, большая устойчивость α -изомера по сравнению с γ -изомером обусловлена отличием в пространственном распределении атомов Cl в молекулах этих соединений. Только для микропримесей в составе действующего вещества препарата – β - и δ -изомеров остаточные концентрации определялись нестабильно.

Как видно из таблицы, степень разложения основных компонентов действующего вещества препарата «гексахлоран дуст» в указанных условиях не достигает 50 %. Таким образом, сохранив небольшое значение мощности дозы (0,28 Гр/с) γ -излучения, добиться глубокой деструкции хлорорганических углеводородов не удалось. По-видимому, для полного разложения препарата «гексахлоран дуст» потребуется много большая, чем 117 кГр величина дозы гамма-излучения так же, как это было показано в работе [19], где исследуемыми объектами служили водные, органические растворы и смеси некоторых чистых веществ (полихлорбифенилы, пестициды, диоксины и др.). Отмечалось, что значительное разложение исходного токсического вещества (от 60 до 90 %) и

более) происходит при γ -облучении его в дозах от сотен кГр до нескольких МГр.

Очевидно, что успешное радиационное разложение дуста и его водных смесей будет зависеть от правильного выбора соотношений параметров облучения (дозы и мощности дозы), что потребует дальнейших исследований. Сего дняшнее состояние и перспективы применения современных радиационных технологий (РТ) были рассмотрены в работе [20], а реальные и потенциальные области применения их обсуждались на Международном форуме «Атомная Энергия для устойчивого развития» (Санкт-Петербург, 17 – 19 июня 2014 г.). Современные РТ позволяют осуществлять безопасную минерализацию органического вещества в условиях различных значений доз и мощностей дозы радиационного воздействия.

Исследования показали, что γ -ГХЦГ как чистое вещество и как компонент пестицидного препарата мало отличаются по радиационной стабильности. Практического значения установленная разница не имеет. Поэтому разработка оптимальных условий разрушения пестицидов с привлечением радиационных технологий вполне возможна на примере сложных гетерогенных систем, какими является их товарная препаративная форма, накопленная в больших количествах и предназначенная для утилизации.

Из результатов работы также следует, что вопросы радиационной стереоизомеризации ХОП требуют специального изучения. В этой связи определенный интерес могут представлять полученные нами данные, свидетельствующие о возможной трансформации молекул ГХЦГ при облучении твердых образцов, когда, скорее всего, отсутствуют (или являются малосущественными) другие формы реакционной активизации молекул кроме перехода их в возбужденное состояние. По-видимому, в этих образцах стереоизомеризация обеспечивает основной процесс пострадиационной стабилизации молекул в отличие от суспензии, где может развиваться и деструкция молекул под воздействием активных частиц (например, сольватированных электронов), первоначально образующихся в водной среде под действием гамма-квантов.

Литература

1. Мельникова Т.В., Полякова Л.П., Козьмин Г.В., Никулкина Ю.И., Глушков Ю.М. Изучение устойчивости хлорогранических соединений в составе пестицидного препарата под воздействием гамма-излучения // Ядерная физика и инжиниринг. – 2011. – Т. 2. – №4. – С. 370-374.
2. Полякова Л.П., Мельникова Т.В., Козьмин Г.В., Лукьянова Н.Н., Глушков Ю.М. Методические аспекты радиационной обработки пестицидных препаратов в целях утилизации их отходов // Международный журнал прикладных и фундаментальных исследований. – 2014. – № 11 – С. 210-215.
3. Стокгольмская конвенция о стойких органических загрязнителях. Электронный ресурс. URL: <http://online.lexpro.ru/document/23232517>.
4. Радиационные технологии в сельском хозяйстве и пищевой промышленности. / Под общ. ред. Г.В. Козьмина, С.А. Гераськина, Н.И. Санжаровой. – Обнинск: ВНИИРАЭ. – 2015. – С. 343-344.
5. Duarte C.L., Mori M.N., Kodama Y., Oikawa H., Sampa M.H.O. Decontamination of pesticide packing using ionizing radiation// Radiat. Phys. Chem. – 2007. – Vol. 76. – PP. 1885-1889.
6. Мельникова Т.В., Никулкина Ю.И., Полякова Л.П. Идентификация и количественная оценка действующего вещества в технической смеси (обезличенном пестицидном препарате). Материалы докладов VII Региональной научной конференции. / Под общ. ред. академика РАН Г.В. Козьмина. – Обнинск: ИАТЭ. – 2010. – Ч. 1. – С. 39-44.
7. Линдан (гамма-ГХЦГ) – Государственный стандартный образец (ГСО 7889-2001). Международный стандарт оценки (МСО 1134-2005). Электронный ресурс. URL: http://www.pchk.ru/shop/UID_3172.html
8. Mohamed K.A., Basfar A.A., Al-Kahtani H.A. Radiolytic degradation of malathion and lindane in aqueous solutions // Radiation Physics and Chemistry. – 2009. – Vol. 78. – No. 11. – PP. 994-1000.

9. *Parlar H., Kotzas D.* Degradation in the Liquid and Adsorbed Phase. In Appraisal of Tests to Predict the Environmental Behaviour of Chemicals / SCOPE 25. John Wiley & Sons. – NY. – 1985. N.A. – PP. 81-105.
10. *Мельникова, Т.В.* Радиационно-химические превращения микропримесей хлорорганических пестицидов в растворах и пищевых продуктах. Дисс. канд. хим. наук 02.00.09. Защищена 27.10.2005, утв. 20.01.2006. – Москва, 2005. – 177 с.
11. *Мельникова Т.В., Полякова Л.П., Козьмин Г.В.* Исследование стабильности модельных растворов хлорорганических пестицидов под влиянием гамма-излучения// Радиационная биология и радиоэкология. – 2001. – Т. 41. – № 6. – С. 683-687.
12. *Phillips T.M., Seech A.G., Lee H., Trevors J.T.* Biodegradation of Hexachlorocyclohexane Environmental Toxicology and Chemistryro-cyclohexane (HCH) by microorganisms. // Biodegradation. – 2005. – № 16. – PP. 363-392.
13. *Hamada M., Kawano E., Kawamura S., Shiro M.* Radiation- and photo-induced degradation of five isomers of 1,2,3,4,5,6-hexachlorocyclohexane // J. Agric. Biol. Chem. – 1981. – Vol. 45. – № 3. – PP. 659-665.
14. *Галиуллин Р.В., Галиуллина Р.Л.* Картографическая оценка статуса изомеров ГХЦГ в почвах агроландшафтов Мугано-Сальянского массива (Азербайджан) // Агрохимия. – 1996. – № 8-9. – С. 97-102.
15. *Baumann K., Angerer J., Heinrich R., Lehnert G.* Occupational exposure to hexachlorocyclohexane. Body burden of HCH isomers// Int. Arch. Occup. Environ. Health. – 1980. – Vol. 47. – № 2. – PP. 119-127.
16. *Федоров Л.А., Яблоков А.В.* Пестициды – токсический удар по биосфере и человеку. – М.: Наука, 1999. – 462 с.
17. *Пикаев А.К.* Сольватированный электрон в радиационной химии. – М.: Наука, 1969. – 457 с.
18. *Пикаев А.К.* Современная радиационная химия. Радиолиз газов и жидкостей. – М.: Наука, 1986. – 440 с.
19. *Пикаев А.К.* Вклад радиационной технологии в охрану окружающей среды //Химия высоких энергий. – 2002. – Т. 36. – № 3. – С. 163-175.
20. *Ершов Б.Г.* Радиационные технологии: возможности, состояние и перспективы применения // Вестник Российской академии наук. – 2013. – Т. 83. – № 10. – С. 885-895.

Поступила в редакцию 04.07.2016 г.

Авторы

Полякова Людмила Павловна, доцент
E-mail: polyakova_50@mail.ru;

Мельникова Татьяна Вадимовна, доцент
E-mail: tritel2010@gmail.com;

Лукьянова Наталья Николаевна, зав. лабораторией
E-mail: lnn@rpatyphoon.ru

UDC 53.043, 53.044

A STUDY OF THE IONIZING RADIATION IMPACT ON LINDANE AND THE ACTIVE SUBSTANCE OF «HEXACHLORANE DUST» CHEMICAL

Polyakova L.P.*, Melnikova T.V.*, Lukyanova N.N.**

* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU«MEPhI».

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

** SI «RPA «Typhoon». 4 Pobeda st., Obninsk, Kaluga reg., 249038 Russia

ABSTRACT

The article discusses the development of optimal conditions for radiation destruction of organochlorine pesticide, hexachlorocyclohexane (HCH), which is the main active ingredient of the chemical «hexachlorane dust». The pesticide decomposition is investigated in order to study the advanced radiation technologies that will be useful for recycling process of persistent organic pollutants (POPs) included in the list approved by the Stockholm Convention in 2001. The radiation stability of one of the hexachlorocyclohexane isomer, γ -HCH, which is in the State standard sample of lindane and the pesticidal chemical was compared when they were irradiated in a dose of 117 kGy by γ -rays (dose rate was 0.28 Gy/s). A slight decrease was discovered in the degradation degree of γ -HCH which is a part of the pesticidal chemical as compared to the lindane degradation degree. It was suggested that one of the reasons of the observed effect was the bond strength of the organochlorine substances with the mineral filler of the chemical. This bond is provided by the initial adsorption and affects the mobility of the active particles formed by irradiation of the samples by γ -rays. It is shown that the established difference has no practical value. Thus, the development of optimal conditions for the pesticide destruction involving the radiation factor is quite possible. It is confirmed by the example of complex heterogeneous systems. Radiochemical transformations of the organochlorine pesticide were discussed with the involvement of dechlorination and stereoisomerization mechanisms. The obtained data give evidence of not only destruction process but also possible HCH molecules transformation after their irradiation. It has been shown that after the radiation exposure, γ -HCH is the least stable isomer and its transformation to α - and β - isomers is possible. Spatial structural changes in γ -HCH molecules and its isomers under the action of gamma rays can be explained by such redistribution of Cl atoms relative to the hydrocarbon cycle, which provides the most energetically stable state of the molecule.

Key words: organochlorinated pesticide, radiation stability, degradation degree, isomers: γ -HCH, α -HCH, β -HCH, lindane, pesticidal chemical, hexachlorane dust, γ -irradiation dose, dose rate, radiation destruction, stereo isomerization.

REFERENCES

1. Melnikova T.V., Polyakova L.P., Kozmin G.V., Nikulkina Yu.I., Glushkov Yu.M. Study of the Stability of Organochlorine Compounds in a Pesticide Preparation Irradiated by Gamma Radiation. *Yadernaya fizika i inzhiniring* [Nuclear Physics and Engineering], 2011, v. 2, no. 4, pp. 370–374 (in Russian).
2. Polyakova L.P., Melnikova T.V., Kozmin G.V., Lukyanova N.N., Glushkov Yu.M. Methodological Aspects of Radiation Treatment of Pesticide Preparations for the Purposes of Their Waste Utilization. *Mezhdunarodnyy zhurnal prikladnykh i fundamentalnykh issledovanii* [International Journal of Applied and Fundamental Research], 2014, no. 11, pp. 210–215 (in Russian).
3. Stockholm Convention on Persistent Organic Pollutants. Available at:
<http://online.lexpro.ru/document/23232517>
4. Radiation technologies in agriculture and food industry. Ed. Kozmin G.V., Sanzharova N.I. Kozmin G.V., Geraskin S.A. Odninsk. VNIIRAE Publ., 2015, pp. 343–344 (in Russian).

5. Duarte C.L., Mori M.N., Kodama Y., Oikawa H., Sampa M.H.O. Decontamination of pesticide packing using ionizing radiation. *Radiat. Phys. Chem.* 2007, v. 76, pp. 1885–1889.
6. Melnikova T.V., Nikulkina Yu.I., Polyakova L.P. Identification and quantification of the active substance in the technical mixture (depersonalized pesticide a preparation). *Proceedings of the 7th Regional Science Conference*. Ed. G.V. Kozmin. Obninsk, IATE Publ., 2010, Part 1, pp. 39–44 (in Russian).
7. Lindan (gamma-HCH) – National standard sample (NSS 7889-2001). International Valuation Standards (IVS 1134-2005). Available at: http://www.pchk.ru/shop/UID_3172.html.
8. Mohamed K.A., Basfar A.A., Al-Kahtani H.A. Radiolytic degradation of malathion and lindane in aqueous solutions. *Radiation Physics and Chemistry*. 2009, v. 78, no. 11, pp. 994–1000.
9. Parlar H., Kotzas D. Degradation in the Liquid and Adsorbed Phase. In: *Appraisal of Tests to Predict the Environmental Behaviour of Chemicals*. SCOPE 25. John Wiley and Sons. NY. 1985. H.A., pp. 81–105.
10. Melnikova T.V. Radiation chemical transformations of trace organochlorinated pesticides in solutions and foodstuff. Cand. Sci. (Chemistry) thesis, 27.10.2005. Moscow, 2005, 177 p. (in Russian).
11. Melnikova T.V., Polyakova L.P., Kozmin G.V. Stability of Organochlorinated Pesticides in Model Solutions under Effect of g-Irradiation. *Radiatsionnaya Biologiya i Radioekologiya* [Radiation Biology and Radioecology]. 2001, v. 41, no. 6, pp. 683–687 (in Russian).
12. Phillips TM., Seech AG., Lee H., Trevors J.T. Biodegradation of Hexachlorocyclohexane Environmental Toxicology and Chemistryro-cyclohexane (HCH) by microorganisms. *Biodegradation*, 2005, no. 16, pp. 363–392.
13. Hamada M., Kawano E., Kawamura S., Shiro M. Radiation- and photo-induced degradation of five isomers of 1,2,3,4,5,6-hexachlorocyclohexane. *J. Agric. Biol. Chem.*, 1981, v. 45, no. 3, pp. 659–665.
14. Galiulin R.V., Galiulina P.L. Cartographic evaluation of the isomers-HCH status in soils agrolandscapes Mugan-Salyan array (Azerbaijan). *Agrohimiya* [Agrochemistry], 1996, no. 8–9, pp. 97–102 (in Russian).
15. Baumann K., Angerer J., Heinrich R., Lehnert G: Occupational exposure to hexachlorocyclohexane. Body burden of HCH isomers. *Int Arch Occup Environ Health.*, 1980, v. 47, no. 2, pp. 119–127.
16. Fedorov L.A., Yablokov A.V. *Pestsidy – tojsicheskiy udar po biosfere i cheloveku* [Pesticides – toxic attack on the biosphere and man]. Moscow, Nauka Publ., 1999. 462 p. (in Russian).
17. Pikaev A.K. *Solvatirovannyy electron v radiatsionnoy khimii* [Solvated electrons in the radiation chemistry]. Moscow. Nauka Publ., 1969. 457 p. (in Russian).
18. Pikaev A.K. *Sovremennaya radiatsionnaya khimiya. Radioliz gazov izzhidkostey* [Modern Radiation Chemistry. The radiolysis of gases and liquids]. Moscow, Nauka Publ., 1986, 440 p. (in Russian).
19. Pikaev A.K. Contribution of radiation technology to environmental protection. *Khimiya vysokikh energy* [Chemistry of High Energies], 2002, v. 36, no. 3, pp. 163–175 (in Russian).
20. Yershov B.G. Radiation technologies: opportunities, state and the application prospects. *Vestnik Rossiyskoy akademii nauk* [Bulletin of the Russian Academy of Sciences] 2013, v. 83, no. 10, pp. 885–895 (in Russian).

Authors

Polyakova Lyudmila Pavlovna, Associate Professor

E-mail: polyakova_50@mail.ru

Melnikova Tatyana Vadimovna, Associate Professor

E-mail: tritel2010@gmail.com

Lukyanova Natalya Nikolaevna, Head of Laboratory

E-mail: lnn@rpatyphoon.ru natalluk@mail.ru

СОРБЦИЯ КАТИОНОВ ТЯЖЕЛЫХ МЕТАЛЛОВ И РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ ВОДНЫХ СРЕД НОВЫМ СИНТЕТИЧЕСКИМ ЦЕОЛИТОПОДОБНЫМ СОРБЕНТОМ

А.С. Шилина, В.Д. Бахтин, С.Б. Бурухин, С.Р. Асхадуллин

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1



Для контроля и очистки водных сред АЭС используются дорогие традиционные сорбционные материалы. Предлагается новый синтетический алюмосиликатный цеолитоподобный сорбент, способный эффективно очищать водные среды как АЭС, так и других предприятий атомно-промышленного комплекса. Особое значение имеют такие свойства сорбента, как термо-, радиационно- и химическая стойкость, позволяющиевести очистку горячих водных сред без их предварительного охлаждения на АЭС. Сорбент синтезируют из недорого сырья, выпускаемого отечественной промышленностью, неэнергозатратным способом в одну технологическую стадию. Получаемый продукт обладает высокой удельной поверхностью ~ 1000 м²/г, высокой термической и химической стойкостью, выдерживает температуры вплоть до 650°C с сохранением физико-химических и сорбционных свойств, устойчив к агрессивным средам, дозы радиации 5 – 10 МГр не оказывают влияния на его структуру и сорбционные возможности. Сорбент проявляет высокую склонность к сорбции катионов тяжелых металлов и радионуклидов. Сорбционные емкости составляют для Ni²⁺ – 140, Cu²⁺ – 160, Fe³⁺ – 560, Cr³⁺ – 110, Cs⁺ – 2000, Sr²⁺ – 226 мг/г. Коэффициент очистки по ¹³⁷Cs из жидких радиоактивных отходов (ЖРО) – 2.6. Для утилизации отработанного сорбента достаточно выдержать его два – три часа при температуре 700 – 800°C. При этом материал сильно компактируется, меняя показатель насыпной плотности с 0.2 до 2.5 г/см³, и оплавляется с закупоркой пор. Предполагается, что новый сорбент может применяться на всех предприятиях, в жизненных циклах которых используется комплексная водоочистка.

Ключевые слова: сорбция, адсорбент, радионуклиды, цезий, стронций, сорбционная емкость, тяжелые металлы, водоподготовка, утилизация.

ВВЕДЕНИЕ

Проблема очистки воды от целого ряда примесей, в том числе и от катионов тяжелых металлов и радионуклидов, сегодня является одной из самых актуальных, поскольку чистота и пригодность воды являются необходимыми критериями для ее использования как в быту, так и в промышленности. Жестко контролируются водные среды атомных (АЭС) и тепловых электростанций (ТЭС), в специальной водоподготовке нуждаются многие предприятия химической и фармацевтической промышлен-

© А.С. Шилина, В.Д. Бахтин, С.Б. Бурухин, С.Р. Асхадуллин, 2017

ности. Очистка сточных вод многих предприятий является одним из условий их существования. К тому же в результате участившихся экологических катастроф и многолетней работы промышленных предприятий нередко в водоемы попадают различные вредные соединения, которые необходимо удалять перед использованием воды.

Для предприятий атомного комплекса остро стоит проблема очистки их водных сред от большого числа разнообразных примесей. Например, медь, никель, железо, хром входят в состав сталей, используемых в конструкционных материалах атомных реакторов и установок; в результате коррозионных процессов они могут оказываться в сточных водах АЭС. Там же накапливаются катионы ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{60}Co и других радионуклидов, являющихся продуктами ядерных реакций [1 – 3]. В результате техногенных процессов и сопутствующих катастроф наблюдается увеличение содержания радионуклидов и в окружающей среде, где их распространению способствует высокая склонность к миграции [4, 5].

Поэтому в настоящее время значительно возросла потребность в отечественных конкурентоспособных недорогостоящих твердых неорганических сорбентах, способных эффективно очищать различные водные среды. При выборе сорбционного материала необходимо учитывать устойчивость сорбента в водных средах (химическую, механическую, радиационную), а также такие факторы, как простота получения сорбента, доступность и стоимость используемых для синтеза материалов. Кроме того необходимо учитывать возможность дальнейшей переработки или длительного хранения сорбционного материала.

Сорбция является одним из универсальных методов очистки водных и газовых сред различных составов от загрязняющих веществ. Существует целый ряд сорбентов, из которых наиболее часто используются активированные угли, ионообменные смолы, твердые неорганические сорбенты, аморфные и кристаллические алюмосиликаты [6 – 9]. Универсальным сорбентом для очистки водных сред АЭС до сих пор являются ионообменные смолы, существенным недостатком которых является их низкая термическая и радиационная стойкость. Попадая в высокотемпературные участки установок, иониты подвергаются термолизу с образованием органических и неорганических кислот, амиака, спиртов, альдегидов и других соединений, способных нарушить водно-химические режимы систем и вызвать коррозию конструкционных материалов. Низкая термостойкость налагает жесткое ограничение на верхний предел рабочей температуры применения ионообменных смол [10]. Кроме того большинство ионообменных смол, используемых на АЭС, производятся за рубежом и дорого стоят.

На кафедре общей и специальной химии ИАТЭ НИЯУ МИФИ из дешевого сырья отечественного производства неэнергозатратным способом синтезирован новый алюмосиликатный термо-, радиационно- и химически стойкий сорбент, позволяющий вести очистку горячих водных сред без их предварительного охлаждения на АЭС [11] и обладающий высокими сорбционными свойствами по отношению к катионам тяжелых металлов и радионуклидам ^{90}Sr , ^{137}Cs [12]. Сорбент является структурированным цеолитоподобным алюмосиликатом, что подтверждают дифрактограммы образцов сорбента и цеолита (рис. 1). На кривой 1 отчетливо видны полосы, соответствующие полосам синтетического цеолита типа NaA, что говорит о наличии в сорбенте кристаллической структуры, подобной структуре цеолита.

На основании сопоставления с данными рентгendifрактометрической базы PDF-2 сделано заключение, что синтезированный продукт представляет собой систему, состоящую, как минимум, из трех различных фаз. Доминирующая фаза имеет общую формулу $\text{Na}_2\text{Si}_2\text{O}_5 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$, а кроме нее присутствуют фазы с кристаллической структурой цеолита и гидроксида натрия [13 – 15]. Сорбент представляет собой поро-

шок светло-серого цвета с размерами частиц от 2 до 20 мкм. Во время синтеза одновременно с алюмосиликатом образуется молекулярный водород, который, выделяясь, создает в сорбенте разветвленную систему микро-, макро- и нанопор и формирует высокую удельную поверхность порядка 1000 м²/г. Сорбент обладает высокой термической и химической стойкостью – выдерживает температуры вплоть до 650°C с сохранением сорбционных и физико-химических свойств, устойчив к агрессивным средам. Дозы радиации 5 – 10 МГр не оказывают влияния на его структуру и сорбционные свойства.

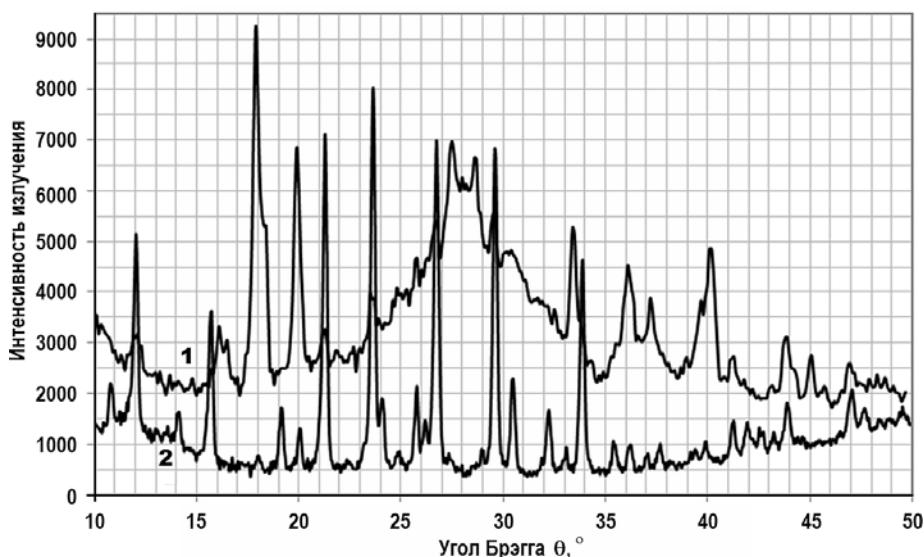


Рис. 1. Дифрактограммы образцов цеолитоподобного алюмосиликатного сорбента (1) и синтетического цеолита NaA (2), полученные на рентгеновском дифрактометре ДРОН-2.

Рассмотрим результаты исследования сорбции ряда катионов тяжелых металлов и радионуклидов ^{90}Sr , ^{137}Cs в статических и динамических условиях на модельных растворах.

МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

Сорбция катионов тяжелых металлов в статических условиях

Готовили серию стандартных растворов, содержащих соли сорбируемых металлов в разной концентрации. В каждый стандартный раствор объемом 100 мл помещали 1 г сорбента, встряхивали в течение 5 мин и оставляли на двое суток до достижения сорбционного равновесия. Затем растворы фильтровали через плотный фильтр «синяя лента» и в фильтрате определяли остаточное содержание катиона сорбируемого металла. По полученным результатам рассчитывали величину сорбции и строили графически изотерму сорбции Лэнгмюра в координатах «сорбция, мг/г – равновесная концентрация катиона металла, мг/мл». С помощью изотермы адсорбции определяли максимальную сорбционную емкость (СЕ) сорбента по отношению к конкретному катиону металла [6]. Равновесные концентрации катионов металлов определяли спектрофотометрическими (Cu^{2+} , Ni^{2+}) и электрохимическими методами (Cr^{3+} , Fe^{3+} , Sr^{2+} , Cs^+) [16, 17].

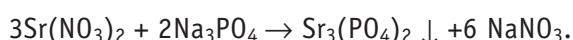
Сорбция катионов металлов в динамических условиях

Сорбция в динамических условиях осуществлялась в колонке диаметром 1 см и длиной 40 см, заполненной алюмосиликатным сорбентом. Через сорбционную колонку пропускался раствор соли металла с концентрацией катионов металла 10 г/л

со скоростью 40 мл/ч. В собираемых порциях фильтрата определяли концентрацию катиона металла и строили выходную кривую в координатах «концентрация сорбируемого компонента в фильтрате, мг/мл (моль/л) – суммарный объем фильтрата, мл (л)». С помощью выходной кривой рассчитывалась полная динамическая емкость сорбента по данному сорбируемому компоненту (ПДЕ).

Сорбция катионов Sr^{2+}

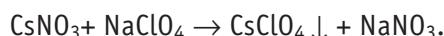
Сорбцию катионов цезия изучали только на модельных растворах, содержащих стабильные изотопы стронция. Равновесные концентрации катионов стронция определяли методом осадительного кондуктометрического титрования растворов нитрата стронция раствором ортофосфата натрия до и после сорбции. В ходе титрования образуется труднорастворимое соединение – ортофосфат стронция $\text{Sr}_3(\text{PO}_4)_2$ с произведением растворимости ПР = $4.07 \cdot 10^{-28}$ [18]:



По кривой титрования находили точку эквивалентности и, согласно закону эквивалентов, рассчитывали концентрацию катионов стронция.

Сорбция катионов Cs^+

Сорбцию катионов цезия изучали на модельных растворах нитрата цезия, содержащего нерадиоактивный изотоп. Равновесные концентрации цезия в растворах после установления сорбционного равновесия определяли методом осадительного кондуктометрического титрования растворов нитрата цезия растворами перхлората натрия в водно-спиртовой среде. Предварительно стандартизировали растворы титранта и получали несколько кривых титрования на стандартных растворах нитрата цезия. Поскольку произведение растворимости перхлората цезия в водной среде достаточно высокое ($\text{ПР}(\text{CsClO}_4) = 3.98 \cdot 10^{-3}$), использовали водно-спиртовую среду, где ПР заметно меньше и позволяет провести осадительное титрование по реакции



Кроме того исследовалась сорбция алюмосиликатного сорбента по отношению к модельным растворам радиоактивного цезия. Химический и радионуклидный составы модельных растворов жидких радиоактивных отходов (ЖРО), использованных в работе, таковы:

- модельный раствор № 1: 1 г/л NaNO_3 , по 0.1 г/л трилона Б, щавелевой кислоты, синтетического моющего средства (СМС), активность $^{137}\text{Cs} - 2.09 \cdot 10^6$ Бк/л;
- модельный раствор № 2: 13 г/л NaNO_3 , по 1 г/л трилона Б, щавелевой кислоты, СМС, активность $^{137}\text{Cs} - 2.16 \cdot 10^6$ Бк/л.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Результаты экспериментов по сорбции катионов тяжелых металлов в статических условиях позволили получить изотермы адсорбции Лэнгмюра катионов Cu^{2+} , Ni^{2+} , Cr^{3+} , Fe^{3+} на синтетическом цеолитоподобном алюмосиликатном сорбенте. На рисунке 2 в качестве примера приведена изотерма адсорбции катионов никеля как функция равновесной концентрации $a = f(C_{\text{равн}})$.

Максимальная адсорбция определялась графически. Для катионов никеля максимальная сорбционная емкость $a_{\text{max}} = 140 \pm 8$ мг/г (доверительная вероятность 0.95). Аналогично были получены максимальные статические сорбционные емкости для других катионов (табл. 1) [19].

Полная динамическая сорбционная емкость (ПДЕ) алюмосиликата (сумма всех поглощенных ионов на единицу массы катионита в кг/м³) рассчитывалась на основа-

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

НИИ данных выходной кривой по формуле

$$\text{ПСЕ} = \sum_n \{\Delta C \cdot V_{\phi} / (\mathcal{E} \cdot V_{\text{ионита}})\},$$

где n – количество порций фильтрата, включая все порции, в том числе, в которых катион меди (II) не был обнаружен; ΔC – концентрация в исходном растворе и в объеме пробы, мг/мл; V_{ϕ} – объем фильтрата, мл; \mathcal{E} – эквивалентная масса, г/экв; $V_{\text{ионита}}$ – объем ионита в колонке, мл.

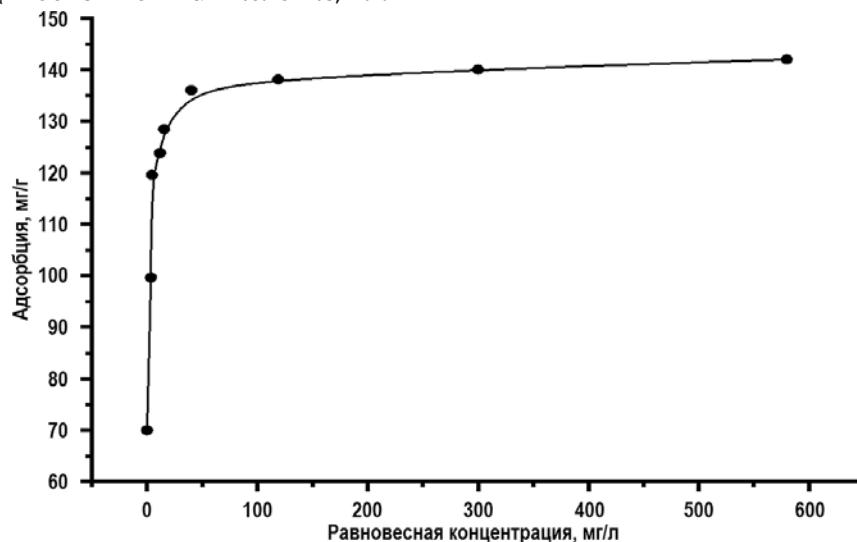


Рис. 2. Изотерма адсорбции Лэнгмюра для катионов Ni^{2+}

Таблица 1

Сорбционные показатели алюмосиликатного сорбента

Показатели сорбции	Сорбируемые катионы металлов			
	Ni^{2+}	Cu^{2+}	Fe^{3+}	Cr^{3+}
Максимальная СЕ, мг/г	140	160	560	110
Полная СЕ, кг/м ³	32.0 ± 1.0	46.0 ± 0.8	120 ± 10	30.0 ± 1.0

В таблице 2 приведены сорбционные и экономические характеристики ряда традиционно используемых сорбентов.

Таблица 2

Сравнительные характеристики сорбентов

№	Сорбент	ПСЕ, кг/м ³	Удельная поверхность, м ² /г	Цена, руб./кг	Сорбция из горячих растворов
1	Ионообменные смолы	30 – 35	–	100 – 250	нет
2	Природные цеолиты	10 – 20	700	30 – 50	да
3	Активированные угли	0	1000 – 1500	65 – 200	нет
4	Оксид титана	30 – 40	8	60000	да
	Синтетический алюмосиликатный сорбент	30 – 120	900 – 1000	50 – 60	да

Из приведенных данных видно, что синтетический алюмосиликатный сорбент по сорбционным, эксплуатационным и экономическим свойствам не уступает многим

традиционно используемым сорбентам, а в ряде случаев превосходит их. Например, верхняя граница его ПСЕ, равная $120 \text{ кг}/\text{м}^3$, рассчитана по результатам статической сорбции катионов цезия. Среди природных цеолитов известны немногочисленные месторождения, проявляющие высокую специфическую сорбционную способность по отношению к катионам цезия и стронция, однако они расположены на территории Турции. Цеолиты российского происхождения не проявляют специфической сорбции, и максимальные статические сорбционные емкости для большинства катионов металлов находятся в пределах 2 – 3 мэкв/г [20].

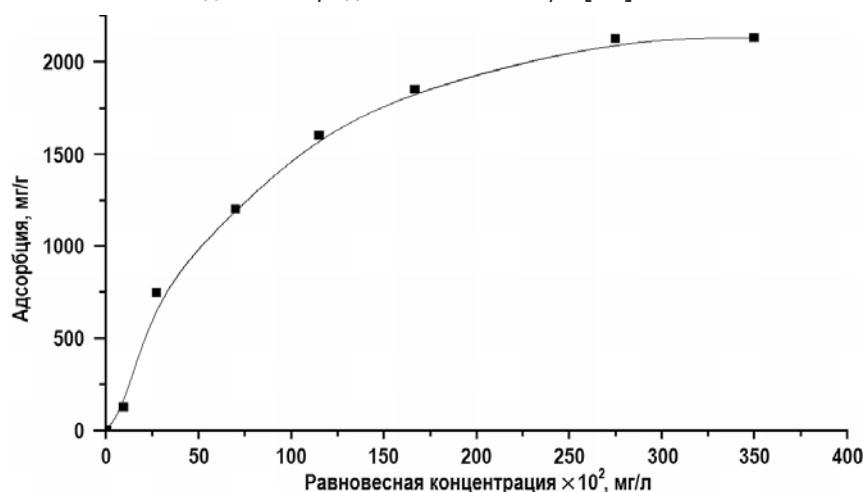


Рис. 3. Изотерма сорбции катионов Cs^+ на синтетическом цеолитоподобном алюмосиликатном сорбенте

На рисунке 3 приведена изотерма сорбции катионов Cs^+ . Из серии опытов следует, что максимальная сорбционная емкость составляет примерно 2000 мг/г, что соответствует 15 мэкв/г (или в пересчете на ПСЕ – $120 \text{ кг}/\text{м}^3$). Заметим, что в реальных растворах, содержащих кроме катионов цезия еще и другие катионы, способные сорбироваться, эти показатели будут ниже.

Сорбция радиоактивного ^{137}Cs исследовалась в режиме статической сорбции при двух значениях рН: 6 и 9. Стандартная методика проведения экспериментов такова: в 100 мл модельного раствора вводили 1 г алюмосиликатного адсорбента и перемешивали в лабораторном шейкере в течение трех часов. Суспензию алюмосиликатного адсорбента фильтровали через два уплотненных бумажных фильтра «синяя лента» с размером пор 1 – 2,5 мкм. В полученном фильтрате определяли содержание радионуклидов цезия. Содержание ^{137}Cs определялось методом полупроводниковой γ -спектрометрии с использованием Ge(Li)-детектора, многоканального анализатора импульсов и компьютерной обработки спектрометрической информации.

Расчет показателей эффективности сорбции проводили непосредственно по данным радиометрических измерений проб растворов до и после сорбции.

Критерием эффективности сорбционного извлечения радионуклидов служили следующие параметры:

$A_{\text{исх}}, A_{\text{кон}}$ – начальная и конечная активности раствора до и после сорбции и отделения сорбента, Бк/л;

$K_{\text{оч}} = A_{\text{исх}}/A_{\text{кон}}$ – коэффициент очистки модельного раствора;

S – степень сорбции, $[(A_{\text{исх}} - A_{\text{кон}})/A_{\text{исх}}] \cdot 100(\%)$;

$m_{\text{сорб}}$ – количество сорбента, расходуемого на очистку 1 л раствора, г/л;

$K_p = (A_{\text{исх}} - A_{\text{кон}}) \cdot 1000 / m_{\text{сорб}} \cdot A_{\text{кон}}$ – коэффициент распределения, мл/г.

Удельную активность сорбента при заданных условиях оценивали по уравнению

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

$$\Gamma = (A_{\text{исх}} - A_{\text{кон}}) \cdot 1000 / m_{\text{сорб}}, \text{Бк/кг.}$$

Результаты испытаний по статической сорбции радионуклида ^{137}Cs синтетическим цеолитоподобным алюмосиликатным сорбентом показаны в табл. 3.

Таблица 3
Данные по сорбции ^{137}Cs синтетическим алюмосиликатным сорбентом

Химический состав раствора	pH	Исходная активность раствора, Бк	Конечная активность раствора, Бк	Коэффициент очистки	Степень сорбции, %	Коэффициент распределения, Мп/г	Удельная активность, Бк/кг
1 г/л NaNO_3 0,1 г/л трилон Б 0,1 г/л щавелевая кислота 0,1 г/л СМС	6	$2,09 \cdot 10^6$	$7,8 \cdot 10^5$	2,68	62,7	$1,68 \cdot 10^2$	$1,31 \cdot 10^8$
1 г/л NaNO_3 0,1 г/л трилон Б 0,1 г/л щавелевая кислота 0,1 г/л СМС	9	$2,09 \cdot 10^6$	$8,34 \cdot 10^5$	2,51	60,1	$1,51 \cdot 10^2$	$1,26 \cdot 10^8$
13 г/л NaNO_3 1 г/л трилон Б 1 г/л щавелевая кислота 1 г/л СМС	6	$2,16 \cdot 10^6$	$1,62 \cdot 10^6$	1,33	25,0	33,3	$5,4 \cdot 10^7$
13 г/л NaNO_3 1 г/л трилон Б 1 г/л щавелевая кислота 1 г/л СМС	9	$2,16 \cdot 10^6$	$1,68 \cdot 10^6$	1,3	22,2	28,6	$4,8 \cdot 10^7$

Результаты, полученные при выполнении экспериментов по исследованию сорбционных свойств алюмосиликатного адсорбента относительно радионуклида ^{137}Cs , вносящего основной вклад в суммарную удельную активность растворов ЖРО, позволяют сказать, что

– испытанный в статических условиях сорбции алюмосиликат проявляет сорбционную активность по отношению к ^{137}Cs , характеризующуюся коэффициентом очистки 2.680;

– влияние на эффективность сорбции ^{137}Cs оказывает содержание солей в модельных растворах (коэффициент очистки уменьшился с 2.68 при солесодержании ~ 1 г/л до 1.33 при солесодержании раствора ~ 13 г/л);

– сорбционная активность алюмосиликатного адсорбента в отношении радионуклида ^{137}Cs характеризуется слабым влиянием pH растворов (например, для растворов с солесодержанием ~ 1 г/л $K_{\text{оч}} \text{ pH}=6 = 2.68$, $K_{\text{оч}} \text{ pH}=9 = 2.5$; для растворов с солесодержанием ~ 13 г/л $K_{\text{оч}} \text{ pH}=6 = 1.33$, $K_{\text{оч}} \text{ pH}=9 = 1.3$).

Сорбция катионов стронция Sr^{2+} , как и катионов цезия Cs^+ , представляет особый интерес, так как многие промышленные воды атомных предприятий загрязнены радиоактивными изотопами этих металлов.

Сорбцию стронция изучали на трех сериях модельных растворов, содержащих не радиоактивный изотоп. Первая содержит хлорид стронция $\text{SrCl}_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ в различных концентрациях и дистиллированную воду. Вторая и третья серии максимально при-

ближены по составу к сливным водам прачечных предприятий атомной промышленности. Вторая серия модельных растворов (слабосоленые растворы) содержит кроме соли стронция NaNO_3 1 г/л трилон Б 1 г/л, щавелевую кислоту 1 г/л и ПАВ 1 г/л. Третья серия модельных растворов хлорида стронция (среднесоленые растворы) содержит NaNO_3 13 г/л, трилон Б 1 г/л, щавелевую кислоту 1 г/л, ПАВ 0,1 г/л (рис. 4).

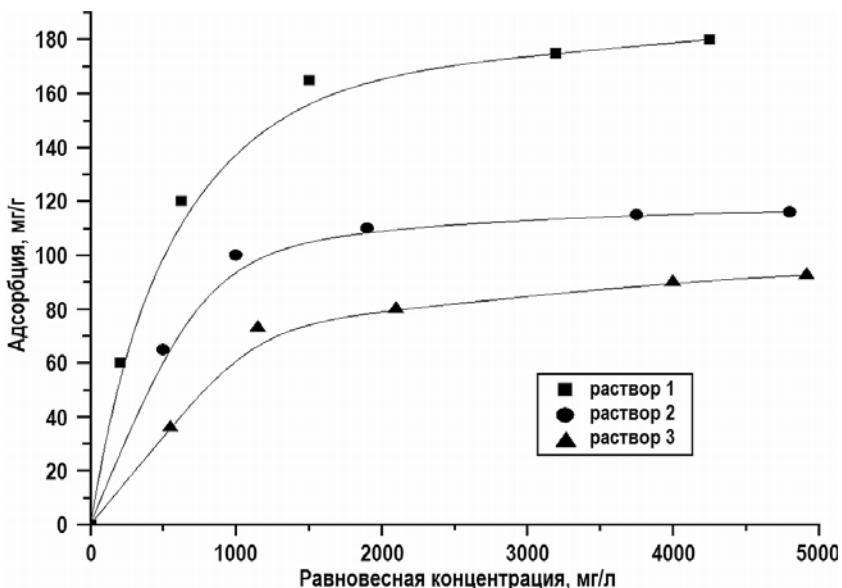


Рис. 4. Изотермы сорбции Sr^{2+} из растворов с различным солесодержанием: раствор 1 – на дистиллированной воде; раствор 2 – на слабосоленой воде; раствор 3 – на среднесоленой воде

Максимальная сорбция катионов стронция наблюдается из растворов, приготовленных на дистиллированной воде $a_{\max} = 226 \pm 11$ мг/г. С повышением солесодержания сорбционная емкость снижается: 132 ± 7 мг/г в слабосоленом и 103 ± 6 мг/г – в среднесоленом растворе.

В ходе исследования возможных путей регенерации сорбента были сделаны предположения о том, что он обладает тремя механизмами сорбции: физической, ионным обменом и хемосорбцией. Поэтому в плане сорбционных возможностей следует говорить в данном случае о ПСЕ, которая включает в себя результаты работы всех механизмов. Катионы металлов поглощаются в большей степени путем хемосорбции, а именно, путем образования прочных координационных связей с алюмосиликатным остовом сорбента, поэтому извлекаются назад крайне сложно.

Возможный механизм утилизации отработанного сорбента – прогрев в течение двух – трех часов при температуре от 700 до 800°C. При этом материал сильно компактируется, меняя показатели насыпной плотности с 0.2 до 2.5 г/см³. Одновременно происходит оплавление материала с закупоркой пор.

Так как реальные концентрированные ЖРО имеют высокое солесодержание, то отработанный алюмосиликатный сорбент скорее будет относиться к среднеактивным. Активность 1 г ^{137}Cs примерно равна $1 \cdot 10^{22}$ Бк, поэтому 1 кг отработанного сорбента при допущении, что он полностью насытит свои адсорбционные центры цезием, будет иметь активность $\sim 5 \cdot 10^{24}$ Бк/кг. Поскольку в сильноконцентрированных растворах с высоким содержанием солей (кубовые остатки на АЭС) реальная сорбция будет ниже, то конечный компактированный остеклованный продукт будет иметь более низкую активность ($\sim 1 \cdot 10^{10}$ Бк/кг).

Таким образом, на основании полученных результатов можно сделать предположение о том, что новый синтезированный сорбент может стать перспективным и кон-

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

курентоспособным сорбционным материалом для использования на АЭС, на предприятиях по очистке отходов атомной промышленности, на других предприятиях топливно-энергетического комплекса, химической промышленности и на всех прочих предприятиях, где предусмотрена комплексная водоочистка.

Авторы выражают глубочайшую признательность профессору В.К. Милинчуку за ряд ценных советов и консультаций, оказанных в ходе реализации этой работы.

Литература

1. Рощектаев Б.М. Водно-химический режим АЭС с реакторами ВВЭР-1000 и РБМК-1000: Учебное пособие. – М.: НИЯУ МИФИ. – 2010. – 132 с.
2. Мясоедова Г.В. // Российский химический журнал (журнал Российского химического общества им. Д.И. Менделеева). – 2005. – Т. 49. – № 2. – С. 72-75.
3. Коростелев Д.П. Обработка радиоактивных вод и газов на АЭС. // Библиотека эксплуатационника АЭС; вып. 24. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 152 с.
4. Мясоедова Г.В., Никашина В.А. Сорбционные материалы для извлечения радионуклидов из водных сред. // Российский химический журнал. – 2006. – Т. 50. – № 5. – С. 55-61.
5. Молочникова Н.П., Мясоедова Г.В., Тананаев И.Г. Сорбционные материалы // Радиохимия. – 2003. – Т. 45. – № 6. – С. 546-548.
6. Милютин В.В., Гелис В.М., Ершов Б.Г., Селиверстов А.Ф. Изучение влияния органических комплексообразующих и поверхностно-активных веществ на соосаждение радионуклидов цезия с осадком ферроцианида никеля // Радиохимия. – 2008. – Т. 50. – № 1. – С. 60-61.
7. Милютин В.В., Гелис В.М. Определение оптимальных условий соосаждения радионуклидов цезия с осадком ферроцианида никеля // Радиохимия. – 2008. – Т. 50. – № 1. – С. 57-59.
8. Гелис В.М., Чувелева Э.А., Маслова Г.Б., Фирсова Л.А., Милютин В.В., Харитонов О.В., Кудрявцева С.П., Козлитин Е.А. Современные сорбционно-хроматографические методы извлечения и разделения радионуклидов. / В кн: Современные проблемы физической химии. – М.: Граница. – 2005. – С. 633–650.
9. Милютин В.В. Физико-химические методы извлечения радионуклидов из жидких радиоактивных отходов низкого и среднего уровня активности. / Автореферат на соискание ученой степени доктора химических наук. Москва, 2008 г.
10. Кокотов, Ю.А., Золотарев П.П., Елькин Г.Э. Теоретические основы ионного обмена. – Л.: Химия. – 1986. – 280 с.
11. Милютин В.В., Гелис В.М., Некрасова Н.А. Сорбция радионуклидов Cs, Sr, U и Ru на природных и модифицированных глинах // Радиохимия. – 2012. – Т. 54. – № 1. – С. 71-74.
12. Милинчук В.К., Шилина А.С. Патент РФ на изобретение № 2402486. Бюл. № 30. 2010 г.
13. Шилина А.С., Милинчук В.К. Сорбционные свойства нового типа алюмосиликатного сорбента. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 3. – С. 24-30.
14. Шилина А.С., Милинчук В.К. Исследование сорбционных свойств термостойкого алюмосиликатного сорбента // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – № 3. – С. 58-65.
15. Шилина А.С., Милинчук В.К. Сорбционная очистка природных и промышленных вод от катионов тяжелых металлов и радионуклидов новым типом высокотемпературного алюмосиликатного адсорбента // Сорбционные и хроматографические процессы. – 2010. – Т. 10. – Вып. 2. – С. 237-245.
16. Гельфман М.И., Ковалевич О.В., Юстратов В.П. Коллоидная химия. – СПб.: Лань, 2003. – 336 с.
17. Фадеева В.И., Шеховцова Т.Н., Иванов В.М. Основы аналитической химии. Практическое руководство: Учеб. пособие для вузов. / Под ред. Ю.А. Золотова – М.: Высшая школа, 2001. – 463 с.
18. Лидин Р.А. Неорганическая химия в реакциях. Справочник. – М.: Химия. – 2007. – 350 с.
19. Бреk Д. Цеолитовые молекулярные сита. – М.: Мир. – 1976. – 781 с.

20. Кубасов А.А. Цеолиты – кипящие камни // Саровский обозревательный журнал. – 1996. – № 7. – С.70 -76.

Поступила в редакцию 15.09.2016 г.

Авторы

Шилина Алла Сергеевна, доцент кафедры общей и специальной химии, канд. хим. наук
E-mail: alla@metal-profi.ru

Бахтин Виктор Дмитриевич, студент кафедры общей и специальной химии
E-mail: asshilina@iate.obninsk.ru

Бурухин Сергей Борисович, доцент кафедры общей и специальной химии, канд. хим. наук
E-mail: asshilina@iate.obninsk.ru

Асхадуллин Сергей Радомирович, студент кафедры общей и специальной химии
asshilina@iate.obninsk.ru

UDC 661.879:541.183

SORPTION OF CATIONS THE HEAVY METALS AND RADIONUCLIDES FROM THE AQUEOUS MEDIUM WITH NEW SYNTHETIC ZEOLITE-SIMILAR SORBENT

Shilina A.S., Bakhtin V.D., Burukhin S.B., Askhadullin S.R.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU «MEPhI»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

For the control and treatment of water environments on nuclear atomic plants are used the expensive traditional sorption materials. This article related on the synthetic aluminosilicate zeolite-similar adsorbent which have ability to effectively purify water from nuclear power plant and other enterprises nuclear industrial complex. Of particular importance are the properties of the sorbent, such as thermal, radiation and chemical resistance that allow to clean hot water at the plant without it pre-cooling. Sorbent is synthesized from inexpensive raw materials which produced by the domestic industry, production is not associated with significant energy costs and realized in a single technological process step. The resulting product has a high specific surface ~ 1000 m²/g, high thermal and chemical resistance: withstands temperatures up to 650°C with maintain their physicochemical and sorption properties, is resistant to aggressive media, radiation dose from 5 to 10 MG no effect on its structure and sorption capability. The sorbent shows high propensity for sorption of cations of heavy metals and radionuclides. Sorption capacity in mg/g up to: Ni²⁺ – 140, Cu²⁺ – 160, Fe³⁺ – 560, Cr³⁺ – 110, Cs⁺ – 2000, Sr²⁺ – 226. Purification factor for ¹³⁷Cs from solutions of liquid radioactive waste is 2.6. Possible mechanism of spent sorbent utilization – is exposing it for 2 – 3 hours at a temperature from 700 to 800°C. After that this material is highly compacted, changes the bulk densities of from 0.2 g/cm³ to 2.5 g/cm³. Simultaneously, take place melt material and closing pores.

It's supposed that new sorbent can be used at all enterprises which process of production is used complex water purification.

Key words: sorption, adsorbent, radionuclides, cesium, strontium, sorption capacity, heavy metals, water treatment, recycling.

REFERENCES

1. Roschektaev B.M. Water chemistry regime NPP with VVER-1000 and RBMK-1000. Textbook. Moscow. MEPhI Publ., 2010, 132 p. (in Russian).

2. Myasoedova G.V. *Rossijskij khimicheskij zhurnal*. 2005, v. 49, № 2, p. 72-75 (in Russian).
3. Korostelev D.P. Processing at the plant of radioactive waters and gases. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1988, 152 p. (in Russian).
4. Myasoedova G.V., Nikashina V.A. Absorbent materials for extracting radionuclides from aqueous media. *Rossijskij khimicheskij zhurnal*. 2006, v. 50, no. 5, pp. 55-61 (in Russian).
5. Molochnikova N.P., Myasoedova G.V., Tananaev I.G. Absorbent materials. *Radiokhimiya*. 2003, v. 45, no. 6, pp. 546-548 (in Russian).
6. Milutin V.V., Gelis V.M., Ershov B.G., Seliverstov A.F. The influence of organic complexing and surfactants on coprecipitation of cesium radionuclides with nickel ferrocyanide precipitate. *Radiokhimiya*. 2008, v. 50, no. 1, pp. 60-61 (in Russian).
7. Milutin V.V., Gelis V.M. Determination of the optimal conditions for the co-precipitation of cesium radionuclides with nickel ferrocyanide precipitate. *Radiokhimiya*, 2008, v. 50, no. 1, pp. 57-59 (in Russian).
8. Gelis V.M., Chuveleva E.A., Maslov G.B., Firsov L.A., Milutin V.V. Kharitonov O.V. Kudryavtseva S.P., Kozlitin E.A. Modern Sorption-chromatographic methods extraction and separation of radionuclides. In: Modern Problems of Physical Chemistry. Moscow. Granitsa Publ., 2005, pp. 633-650 (in Russian).
9. Milutin V.V. Fiziko-chemical methods of extraction of radionuclides from liquid radioactive waste of low and intermediate level. Diss. Dr. Sci. (Chemistry). Moscow, 2008 (in Russian).
10. Kokotov J.A., Zolotarev P.P., Elkin G.E. Theoretical bases of ion exchange. Leningrad. Khimiya Publ., 1986, 280 p. (in Russian).
11. Milutin V.V., Gelis V.M., Nekrasov N.A. Sorption radionuclides Cs, Sr, U and Pu on natural and modified clays. *Radiokhimiya*, 2012, v. 54, no. 1, pp. 71-74 (in Russian).
12. Milinchuk V.K., Shilina A.S. A method for producing aluminosilicate adsorbent. Russian patent for the invention № 2402486. Bul. № 30, 2010 (in Russian).
13. Shilina A.S., Milinchuk V.K. Sorption properties of a new type of silica-alumina sorbent. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2008, no. 3, p. 24-30 (in Russian).
14. Shilina A.S., Milinchuk V.K. Study of sorption properties of heat-resistant silica-alumina sorbent. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2009, no. 3, pp. 58-65 (in Russian).
15. Shilina A.S., Milinchuk V.K. Sorption purification of natural and industrial waters from cations of heavy metals and radionuclides a new type of high temperature aluminosilicate adsorbent. *Sorbcionnye i hromotograficheskie processy*. 2010, v. 10, iss. 2, pp. 237-245 (in Russian).
16. Gel'fman M.I., Kavalevich O.V. Yustratov V.P. Colloid chemistry. St. Petersburg. Lan' Publ., 2003, 336 p. (in Russian).
17. Fadeev V.I., Shekhovtsov T.N., Ivanov V.M. Fundamentals of Analytical Chemistry. How to: Proc. allowance for vuzov. Ed. Yu. A. Zolotov. Moscow. Vysshaya shkola Publ., 2001, 463 p. (in Russian).
18. Lidin R.A. Inorganic chemistry reactions. Handbook, Moscow. Khimiya Publ., 2007, 350 p. (in Russian).
19. Breck D. Zeolite molecular sieves. Moscow. Mir Publ., 1976, 781 p. (in Russian).
20. Kubasov A.A. Zeolites is boiling stones. *Sarovskij obozrevatel'nyj zhurnal*. 1996, no. 7, pp. 70-76 (in Russian).

Authors

Shilina Alla Sergeevna, Assistant Professor, Cand. Sci. (Chemistry)
E-mail: alla@metal-profi.ru

Bakhtin Viktor Dmitrievich, Student
E-mail: asshilina@iate.obninsk.ru

Burukhin Sergej Borisovich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Chemistry)
E-mail: asshilina@iate.obninsk.ru

Askhadullin Sergej Radomirovich, Student
E-mail: asshilina@iate.obninsk.ru

РАЗРАБОТКА БАЗЫ ДАННЫХ ГРАЖДАНСКОГО ПЛУТОНИЯ РОССИИ И ЕЕ ПРИМЕНЕНИЕ

Г.М. Пшакин, П.А. Мосеев, В.В. Коробейников, А.Л. Мосеев

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского»

249033, Россия, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1



За время существования советской (российской) ядерной программы к настоящему времени накоплено огромное количество плутония в отработавшем топливе различных реакторов – энергетических, исследовательских, транспортных. Для решения задач, связанных с дальнейшей судьбой накопленного (и накапливаемого) плутония, таких как длительное хранение, захоронение или использования в виде топлива с замыканием топливного цикла, необходимо точное знание где, сколько, в каком состоянии хранится плутоний на конкретный момент времени. Имеющаяся система учета и контроля ядерных материалов не позволяет получить требуемую информацию. Данная работа посвящена развитию специализированной базы данных по гражданскому плутонию России (СБДП), которая позволит готовить исходные данные для проведения системных аналитических исследований в обоснование решений, принимаемых по будущему использованию гражданского плутония России. Первоочередной задачей является возможность подбора технологических партий выделенного плутония для изготовления загрузок активных зон реакторов БН-800, БРЕСТ и БН-1200. СБДП может быть использована и для решения более широкого круга задач, связанных с обоснованием замкнутого топливного цикла. Кооперация с такими мощными программными комплексами, как CYCLE, позволит проводить высокоточные расчеты с одного рабочего места и в сжатые сроки.

Разработаны программные механизмы обработки и преобразования данных, механизмы взаимодействия с расчетными программными комплексами (CYCLE) – подготовка исходных данных к расчетам сценариев развития атомной энергетики России и мира на тепловых и быстрых реакторах, в том числе и для замыкания ядерного топливного цикла.

Ключевые слова: замкнутый ядерный топливный цикл, ядерное топливо, учет и контроль ядерных материалов, плутоний, минорные актиниды, аппаратное и программное обеспечение, входные и выходные данные, совместимость с системой учета и контроля ядерных материалов, система управления специализированной базой данных по плутонию.

ВВЕДЕНИЕ

Нарастающие объемы отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) реакторов РБМК и ВВЭР в России при действующих подходах к ценообразованию уже на ближайшем этапе становятся заметным экономическим бременем генерирующего комплекса. Проблема накопления ОЯТ усугубится, если учесть, что АЭС с российскими реакторами ВВЭР будут сооружаться за рубежом на привлекательных для развивающихся стран условиях полного обеспечения топливного цикла, включая возврат ОЯТ.

© Г.М. Пшакин, П.А. Мосеев, В.В. Коробейников, А.Л. Мосеев, 2017

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Решение проблем обращения с ОЯТ, высокоактивными отходами (ВАО) и сырьевого ресурса ядерного топлива лежит на пути формирования ядерно-энергетической системы с замыканием ядерного топливного цикла, в которой наряду с реакторами на тепловых нейтронах будут развиваться реакторы на быстрых нейтронах. Такая двухкомпонентная ЯЭС включает в себя АЭС с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах, обеспечивающих выработку энергии и воспроизведение топлива, и централизованные заводы ядерного топливного цикла для производства топлива, хранения и переработки ОЯТ, многократного рецикла регенерированного топлива, кондиционирования и изоляции ВАО [1 – 7].

Одна из важных задач, которую предстоит решить при замыкании ядерного топливного цикла, состоит в обеспечении плутонием начальных загрузок реакторов на быстрых нейтронах, а также реакторов на тепловых нейтронах, если в них тоже будет использоваться плутоний.

Теоретически весь накопленный плутоний может быть использован в качестве ядерного топлива. Однако от качества, а точнее, изотопного состава плутония зависит множество характеристик конкретного ядерного реактора, причем одна из основных – безопасность ЯЭУ.

В настоящее время в России накоплено более 180-ти тонн плутония в гражданском секторе ядерной энергетики [6].

Перечень источников накопления плутония в СССР (России).

- Промышленные реакторы для производства плутония для оружейных целей с разной интенсивностью работали в период с 1948 по 2012 гг. Промышленные реакторы на ПО «Маяк», СХК (Северск), ГХК (Железногорск) были остановлены в разное время в период с 1991 по 2012 гг. Плутоний, наработанный после 1994 г., заявлен Россией как избыточный для оружейных целей, и в соответствии с соглашением с США до 2016 г. находился под американским мониторингом.

- АЭС на основе разных типов реакторов (ВВЭР, РБМК, БН); всего на десяти АЭС России эксплуатируется 35 энергоблоков установленной мощностью около 26 ГВт, включая

- 18 энергоблоков с реакторами ВВЭР (12 – ВВЭР-1000 и шесть – ВВЭР-440 различных модификаций);

- 15 энергоблоков с канальными реакторами (11 с реакторами РБМК-1000 и четыре с реакторами ЭГП-6);

- два энергоблока с реакторами БН-600 и БН-800 с натриевым охлаждением.

Все эти реакторы работали разные периоды времени и, соответственно, наработали разное количество ОЯТ, содержащего плутоний различного изотопного состава; часть ОЯТ с этих реакторов отправлена на переработку или дальнейшее хранение, часть остается в пристанционных бассейнах выдержки.

- Исследовательские реакторы, из которых 22 находятся в эксплуатации и восемь – в режиме вывода из эксплуатации, без учета критических и подкритических сборок, на которых топливо находится весь период их эксплуатации. Облученное топливо из этих реакторов (включая ОЯТ из реакторов, построенных с помощью СССР за рубежом, которое было вывезено на ПО «Маяк»), переработано на РТ-1 ПО «Маяк» либо остается в бассейнах выдержки на реакторах.

- Транспортные реакторы подводных лодок, ледоколов и надводных кораблей. Часть выгруженных отработавших активных зон транспортных реакторов перевезена на ПО «Маяк» и переработана, значительная часть остается на местах промежуточного хранения.

Плутоний, накопленный в СССР (России) за годы советской ядерной программы, хранится и используется на нескольких предприятиях. В общем виде описание мест хранения плутония таково.

- Наибольшая часть плутония находится в ОЯТ (более 135 т на конец 2014 г.) [1] и хранится

- на АЭС – 77,5 тонн в ОЯТ (в бассейнах выдержки);
- в отдельных хранилищах ОЯТ – 58 тонн, например, при АЭС, на ГХК, на площадках ВМФ (выгруженные отработавшие зоны реакторов подводных лодок и ледоколов) и др.
- Выделенный из ОЯТ различных реакторов на РТ-1 находится в хранилище ПО «Маяк»; на конец 2014 г. это количество составляло 52 т [1, 6].
- Признанный избыточным для оружейных целей и загруженный в специальное «хранилище делящихся материалов» 34 т (ХДМ «Маяк»).
- Плутоний, выделенный после 1994 г. на ГХК и СХК (более 10 т), который в настоящее время хранится на СХК.
- Более 1 т плутония используется для различных исследовательских целей и хранится на установках в научно-исследовательских центрах (НИИАР, ФЭИ и др.).

Следует отметить, что плутоний, хранящийся на ХДМ «Маяк» и СХК, в настоящее время не внесен в баланс «гражданского плутония».

Понятно, что для каждого места хранения характерен целый спектр изотопных составов плутония в зависимости от достигнутого выгорания топлива и времени хранения конкретной учетной единицы (ТВС или контейнер) после выгрузки из реактора, выделения из ОЯТ или переочистки. Среди специалистов существуют установившиеся термины для определения категорий плутония – «высокофоновый» и «низкофоновый». Под этими категориями понимается плутоний с низким содержанием Ru-239 и высоким содержанием других изотопов (высокофоновый плутоний) и плутоний с высоким содержанием Рu-239 и, соответственно, низким содержанием других изотопов плутония (низкофоновый).

Очевидно, что при таком многообразии хранящегося и поступающего плутония особую важность для корректного анализа приобретает знание фактических количеств и изотопного состава плутония (с учетом влияния времени хранения) на заданный момент времени. Для эффективного использования ядерного топлива в технологии замкнутого топливного цикла, минимизации работ по переработке и переочистке плутония и изготовлению смешанного уран-плутониевого топлива с учетом того, что изотопный состав плутония влияет на параметры загрузок и физической безопасности реактора, необходимо знать где, сколько и какого качества плутония имеется в наличии [8 – 14].

Информация о плутонии хранится в системах учета непосредственно на предприятиях. Поскольку стандартной (единой) системы учета для предприятий в России не существует, то каждое предприятие разрабатывает свою систему, исходя из собственных условий и технических возможностей. Плутоний хранится в учетных единицах (УЕ), информация о которых (паспорт) включает в себя набор данных, уникальных и необходимых на протяжении «жизни» УЕ.

Учетная единица (УЕ) – объект, содержащий ЯМ, имеющий индивидуальный атрибутивный признак или индивидуальную совокупность атрибутивных признаков, параметры которого зарегистрированы в учетных документах, а целостность подтверждена мерами контроля доступа с момента регистрации учетных данных (определение общих правил по учету и контролю – ОПУК НП-030-12); в нашем случае – это «стакан» с диоксидом плутония (выделенный плутоний в хранилище) или ТВС (в случае плутония в ОЯТ).

Заметим, что федеральная система учета (СУиК), собирающая информацию со всех предприятий ядерного топливного цикла и других мест хранения плутония по определенному стандарту, оперирует только общими данными – весовые количества материала, места хранения, физическая форма и т.д. Информация, необходимая для аналитических исследований (изотопный состав на определенный момент времени, например), может быть получена исходя из той, что хранится только в системах учета на предприятиях, что требует определенных усилий для ее получения в нужном формате.

Поэтому возникла необходимость создания базы данных по накопленному гражданскому плутонию, которая на основании исходных данных по ядерным материалам (вклю-

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

чая, в первую очередь, данные по плутонию) позволяла бы сформировать специализированную базу данных по гражданскому плутонию (СБДП) как основу для проведения аналитических исследований задач, связанных с замыканием ядерного топливного цикла, таких как повышение эффективности использования ядерного топлива; исследование ядерной и радиационной безопасности при использовании смешанных загрузок топлива в активную зону; снижение объемов хранения ОЯТ и объемов радиоактивных отходов для окончательного захоронения; утилизация минорных актинидов; снижение рисков распространения ДМ; расширение экспортного потенциала ядерных энерготехнологий России.

СБДП не конкурирует (дублирует) с системой учета и контроля делящихся материалов (СУиК). Для целей данной работы необходима та информация, которая позволяет описать (рассчитать) изотопное состояние материала в учетной единице на заданный момент времени, количество основного делящегося элемента для данной единицы, его физическое (химическое) состояние и достаточна для проведения аналитических исследований по большинству аспектов замкнутого топливного цикла (например, с точки зрения накопления минорных актинидов (МА), требования по переочистке, изготовлению топлива и т.д.).

Термин «гражданский плутоний» охватывает плутоний, находящийся в обращении на ядерных установках, используемых в гражданской части ядерной энергетики России, а именно, накопленный в ОЯТ реакторов АЭС, облученном топливе исследовательских реакторов, в хранилищах ОЯТ (в бассейнах выдержки и отдельных хранилищах); выделенный в результате переработки ОЯТ; используемый для проведения исследований в мирных целях.

Для реализации Стратегии развития атомной энергетики России в первой половине ХХI в. [2, 3] и Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения» [4] предусматривается повышение эффективности использования ядерного топлива; снижение объемов хранения ОЯТ и радиоактивных отходов для окончательного захоронения; утилизация минорных актинидов (МА); снижение рисков незаконного распространения ядерных материалов; применение концепции радиационно-эквивалентного захоронения отходов как конечной цели безопасного обращения с ДМ замкнутого ЯТЦ.

В России подлежат учету и контролю ядерные и специальные неядерные материалы, которые для краткости часто объединяют термином «ядерные материалы». Однако, согласно правилам НП-030-12 [5, 14], государственная система учета и контроля ядерных материалов не содержит данных об изотопном составе плутония, а включает в себя только данные о его количестве в зонах баланса материалов.

Данные по изотопному составу плутония содержатся в паспортах учетных единиц (УЕ) в местах хранения.

Данные в государственной системе учета и контроля ядерных материалов не содержат информации о минорных актиноидах, накапливающихся в процессе хранения и влияющих на технологии замкнутого топливного цикла.

Для эффективной реализации задач замыкания ядерного топливного цикла необходимо создать национальную базу данных по гражданскому плутонию для оперативного решения таких вопросов, как минимизация работ по переработке и переочистке плутония и изготовлению смешанного уран-плутониевого топлива; обоснование физических вопросов безопасности активных зон с плутонием различного изотопного состава; подготовка исходных данных для оптимизации и подбора партий из плутония, хранящегося на складе, для изготовления загрузки; обеспечение ядерной, радиационной и технологической безопасности при изготовлении смешанного уран-плутониевого топлива; обоснование экономической эффективности замкнутого топливного цикла и др. [15, 16].

Целью работы является дальнейшее развитие разрабатываемой специализированной базы данных по энергетическому (гражданскому) плутонию (СБДП) России и программ-

ного пользовательского интерфейса, содержащего механизмы обработки, извлечения и преобразования исходных данных для их дальнейшего использования в аналитических исследованиях.

СБДП должна отвечать современным требованиям построения реляционных баз данных и выполнять все основные функции: «Агрегация и хранение исходных данных → Преобразование исходных данных для соответствия современным реалиям → Выборка и фильтрация обновленных данных → Обработка полученных данных аналитическими и расчетными комплексами → Сохранение и описание (интерпретация) полученных результатов расчетов и исследований».

Основной акцент при создании СБДП был сделан на достоверность, точность и полноту исходных данных, функциональность программной среды для работы с СБДП и удобство использования основных функций программы.

ОПИСАНИЕ СПЕЦИАЛИЗИРОВАННОЙ БАЗЫ ДАННЫХ ПО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОМУ (ГРАЖДАНСКОМУ) ПЛУТОНИЮ РОССИИ (СБДП)

Назначение и функции СБДП. Первоочередной задачей СБДП является возможность подбора технологических партий выделенного плутония для изготовления загрузок активных зон реакторов БРЕСТ, БН-800 и БН-1200. СБДП может быть использована и для решения более широкого круга задач, связанных с обоснованием замкнутого топливного цикла. В соответствии с этими задачами определяются и функции, которые должна выполнять СБДП, а именно, содержать набор данных, необходимый для проведения аналитических исследований в обоснование задач различных вариантов топливного цикла ядерной энергетики России, по местам хранения плутония и учетным единицам; проводить пересчет изотопного состава плутония и содержания в нем минорных актиноидов на заданный момент времени; обеспечивать возможность подбора партий плутония заданного изотопного состава для переочистки и изготовления топлива.

Описание таблиц. СБДП формируется на основе отдельных таблиц, связанных между собой по определенным алгоритмам. Структура построения таблиц «от общего – к частному», т. е. от места нахождения учетной единицы (УЕ) (АЭС или отдельное хранилище) до набора данных по УЕ, которые определены требованиями к СБДП.

Основу СБДП представляют следующие таблицы: места хранения ТВС ОЯТ; данные по местам хранения (таблица для ТВС); ядерные материалы в учетной единице (ЯМ в УЕ – ТВС ОЯТ); места хранения (таблица для контейнеров).

Таблицы делятся на три категории: таблицы с данными о местах хранения плутония с общими данными по количеству хранящегося плутония в этих местах; таблицы с данными об учетных единицах хранения (УЕ – ТВС, стаканы (контейнеры), другие); таблицы с данными о ядерных материалах в УЕ (уран и плутоний в случае ТВС, плутоний в случае стакана (контейнера)).

Важным элементом для практики является разброс (неточность) используемых данных; неопределенность данных для ОЯТ ТВС зависит от расчетных программ, используемых на АЭС при подготовке паспорта ТВС; для выделенного плутония неопределенность будет связана с точностью методик и приборов, используемых для измерения как количества ЯМ, так и его изотопного состава; остается пока нерешенным до конца вопрос, в форме каких таблиц внести в СБДП неопределенность исходных данных.

Полная информация об учетной единице (паспорт) включает в себя предприятие (полное или кодированное название); зону баланса; идентификационный номер учетной единицы; вид материала – физическая (химическая) форма; делящийся элемент; количество (вес) ядерного материала; количество основного делящегося изотопа (материала); изотопный состав Ру (обогащение U); дата выделения (последней очистки для Ру); дата выгрузки из реактора и энерговыработка облученной ТВС.

ЗАПОЛНЕНИЕ СБДП ДАННЫМИ С МЕСТ ХРАНЕНИЯ

Данные Концерна «Росэнергоатом» (плутоний, накопленный в ОЯТ)

Данные по плутонию, накопленному в ОЯТ АЭС (реакторы ВВЭР-210, 440, 1000, РБМК, АБВ, БН-600) и топливе исследовательских реакторов, получены по расчетным программным комплексам, созданным для каждого типа реакторов. Точность расчетных данных составляет 10 – 15% по количеству и изотопному составу накопленного плутония и зависит от типа реактора, места облучения ТВС и других факторов. Реальные данные будут получены в процессе переработки ОЯТ.

Данные по ТВС поставляются Концерном «Росэнергоатом» и представляют собой электронные файлы текстового формата *.txt (рис.1).

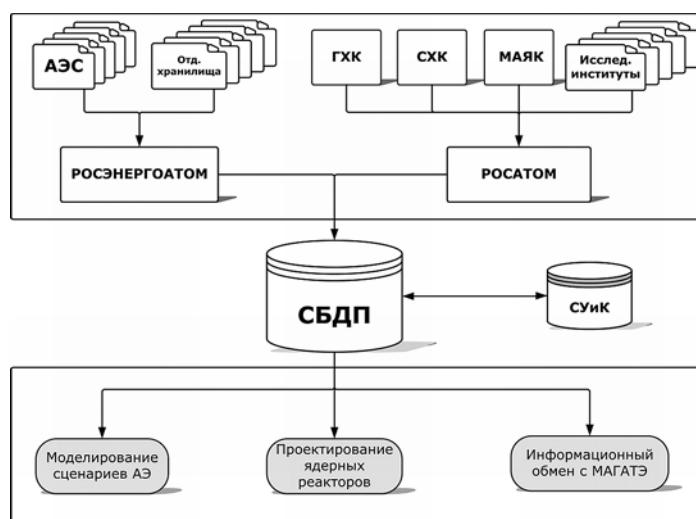


Рис. 1. Входные и выходные каналы СБДП

Содержимое входных файлов данных соответствует специально разработанному формату.

Данные с предприятий Госкорпорации «Росатом» (хранящийся в ОЯТ и выделенный плутоний)

ПО «Маяк». Промышленное выделение гражданского плутония из ОЯТ реакторов ВВЭР-440, БН-600, исследовательских и транспортных реакторов началось в 1977 г. [6]. Информация по характеристикам диоксида плутония, загружаемого в «стаканы» (контейнеры) в период времени до начала 1990-х, заполнялась от руки в паспорта на каждую учетную единицу (УЕ). Измерения массовой доли плутония в диокside, изотопного состава плутония, содержания примесей (для некоторых партий) выполнялись с усредненной пробой, отобранный из партии. Массу диоксида плутония измеряли в каждом контейнере. Измерения изотопного состава проводились масс-спектрометрическим методом. Партия диоксида расфасовывалась в один или несколько (до 12) контейнеров. С 2007 г. паспорта стали заполняться в электронном виде. Паспорт заполняется на партию, но с весовыми данными для каждого контейнера. К концу 2014 г. на ПО «Маяк» хранилось более 52 т выделенного «гражданского» плутония.

Необходимо иметь в виду, что на ПО «Маяк» временно (до переработки) хранятся ТВС, поступающие на предприятие для переработки.

Горно-химический комбинат (ГХК). На ГХК организовано долговременное хранение ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 и РБМК. Поскольку переработка ОЯТ ВВЭР-1000 и РБМК откладывается до строительства соответствующего радиохимического производства, то информация о плутонии, хранящемся в данном ОЯТ, может рассматриваться как исход-

ная для анализа долговременного планирования развития ядерной энергетики России.

На ГХК планируется подготовка плутония для изготовления смешанного топлива для реакторов БРЕСТ, БН-800 и БН-1200.

Данные по ТВС из центрального хранилища горно-химического комбината (ГХК) поставляются в виде файлов электронных таблиц формата *.xls.

ФУНКЦИОНАЛЬНЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ СБДП

Модульная структура СБДП

Созданный программный продукт имеет весьма сложную структуру. Для упрощения восприятия программного кода и эффективности работы программы вся программная структура была разделена на логические и физические модули.

Плюсы такого подхода: возможность удобной доработки и модификации программы – можно вносить изменения в конкретный модуль без изменения остальных; быстрый поиск и исправление ошибок в программе на этапе отладки и тестирования; полный контроль разработчиком выполняемых функций программы; контроль используемых системных и аппаратных ресурсов; своевременное освобождение оперативной памяти от неиспользуемых на данный момент времени модулей.

Программа SBDP-desktop включает в себя поисковый модуль; модуль сложной выборки данных из БД; модуль добавления данных в БД; модуль импорта данных из файлов; модуль модификации данных; расчетный модуль; модуль помощи пользователю; модуль разделенного доступа к данным.

Расчет изменения изотопного состава ядерного материала на заданный момент времени

Вычисления нуклидного состава выгруженных ТВС или выделенного плутония после длительного хранения производятся на основе заранее рассчитанной библиотеки изменения нуклидного состава во времени.

Для создания данной библиотеки с помощью модуля CREDE, входящего в программный комплекс CYCLE [7, 13], предварительно вычисляются нуклидный состав плутония или ТМ ТВС в зависимости от t_{cl} – времени выдержки (cooling time) топлива после регенерации или окончания облучения в реакторе до рассматриваемого момента времени.

При расчете изотопного состава рассматриваются цепочки радиоактивных распадов до стабильных изотопов. Соответствующая им система дифференциальных уравнений вследствие ее громоздкости здесь не приводится. Начальным условием для системы дифференциальных уравнений, описывающих процессы радиоактивного распада при хранении топлива, служит состав топлива, выгруженного из зон тепловых и быстрых реакторов или начальный состав выделенного плутония.

ОПИСАНИЕ ПОЛЬЗОВАТЕЛЬСКОГО ИНТЕРФЕЙСА

Пользовательский интерфейс (ПИ) для работы с СБДП (SBDP-desktop) представляет собой набор связанных форм, содержащих элементы управления и визуализации, различные меню и набор информационных подсказок.

Одной из основных задач было разработать интуитивно понятный ПИ. Благодаря этому неподготовленный оператор ПК может практически сразу приступить к работе и не испытывать никаких трудностей при работе с СБДП. На рисунке 2 представлен пример такого ПИ, а именно, модуль поиска в СБДП.

Поисковый модуль осуществляет поиск в базе данных по заданному составу плутония. Программа снабжена специальным механизмом для пересчета нуклидного состава топлива к расчетному году, т.е. приведения изначального состава плутония к составу на нужную дату.

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

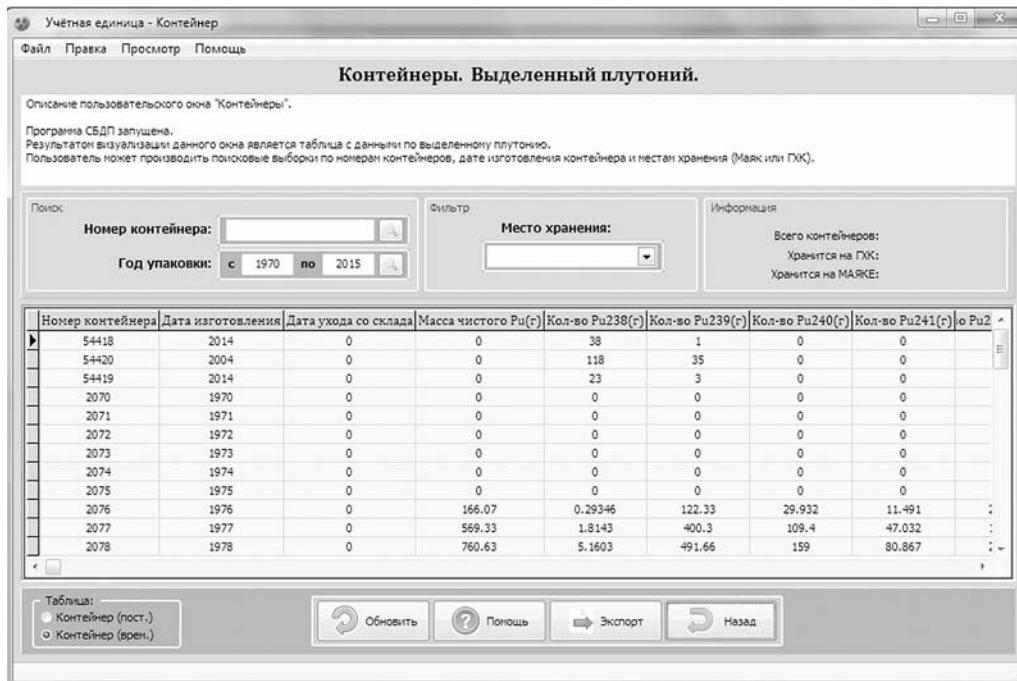


Рис. 2. Поиск данных в разделе «Контейнеры»

ДОСТУП К СБДП

В разрабатываемом программном продукте реализован ограниченный доступ пользователей к модификации и удалению данных. Ограничение доступа к данным обосновано требованиями к хранимому в СБДП объему информации: сохранение достоверности данных, полученных из первоисточников – систем учета ЯМ с мест хранения; использование СБДП как источника исходной информации для проведения широкого круга исследований по вопросам использования плутония в задачах топливного цикла различного типа; возможность эффективного подбора партий плутония заданного изотопного состава для дальнейшего использования при изготовлении загрузки определенного типа реактора.

Для разграничения доступа к базе данных все пользователи SBDP-desktop должны быть разделены на группы. Каждая пользовательская группа имеет свой уровень доступа к данным и действиям с ними.

SBDP-desktop является самостоятельной программой, которая содержит поисковый модуль, осуществляющий поиск в базе данных по заданному составу плутония и другим критериям поиска; расчетный механизм учета эволюции нуклидного состава топлива при хранении до заданного момента времени, т.е. приведения начального состава плутония к составу на нужную дату; механизмы взаимодействия с ПК CYCLE; экспорт и импорт данных в виде текстовых файлов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Создаваемая база данных по гражданскому плутонию России является эффективным рабочим инструментом для проведения широкого круга аналитических исследований в обоснование замкнутого топливного цикла ядерных энергетических систем, основанных как на реакторах с быстрым спектром нейтронов, так и на комбинации реакторов с быстрым и тепловым спектрами нейтронов. Этот инструмент позволит подготовить необходимый набор исходных данных для проведения экономических, технологических и физических аналитических исследований.

Еще одним из ключевых преимуществ всего комплекса СБДП является возможность объединения с программным комплексом CYCLE, разработанным в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» и предназначенный для моделирования сценариев развития атомной энергетики на тепловых и быстрых реакторах с возможностью замыкания ядерного топливного цикла, учетом переработки и накопления топлива и ОЯТ, в том числе с учетом МА.

Данная работа выполняется при поддержке РФФИ, проект №16-48-400297.

Литература

1. Заявление России в МАГАТЭ в соответствии с «Руководством по обращению с плутонием», INF/CIRC 549/Add.9/17, IAEA, Vienna, 25/09/2015.
2. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. – М.: Минатом России, 2000.
3. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. – М.: Иллюстрация основных положений. – М.: ФГУП «ЦНИИатоминформ», 2001.
4. Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года: федеральная целевая программа: [утв. Постановлением Правительства РФ от 3 февраля 2010 г. № 50].
5. Основные правила учета и контроля ядерных материалов – ОПУК, НП-030-12, 2012г.
6. Шидловский В.В., Глаголенко Ю.В., Дзекун Е.Г. и др. Состояние и проблемы накопления и использования гражданского плутония. Материалы для VII Ежегодного международного политического форума по ядерным материалам, Москва, 2000 г.
7. Калашников А.Г., Мосеев А.Л., Декусар В.М., Коробейников В.В., Мосеев П.А. Развитие программного комплекса CYCLE для системного анализа ядерного топливного цикла. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – №1. – С.91-99.
8. Коробейников В.В. Мосеев П.А., Пшакин Г.М. Скупов М.В., Глушенков А.Е. Рогожкин В.Ю. Разработка структурированной реляционной базы данных по гражданскому плутонию России. // ВАНТ. Сер. «Физика ядерных реакторов». – 2015. – Вып. 5. – С. 108-114.
9. Мосеев П.А. Коробейников В.В., Пшакин Г.М. База данных гражданского плутония России. / Научная сессия НИЯУ МИФИ-2015. Аннотации докладов. – Том 3. – С. 327.
10. Мосеев П.А., Коробейников В.В., Мосеев А.Л. Оптимизация управления складскими запасами плутония в замкнутом топливном цикле с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – № 2. – С. 123-132.
11. Пшакин Г.М., Коробейников В.В., Мосеев П.А. Обращение с плутонием в замкнутом ЯТЦ. Проблемы и предложения по их решению. / Научно-технический форум «Нейтронно-физические и теплофизические проблемы ядерной энергетики (Нейтроника-2015)», Обнинск, 2015 г.
12. Пшакин Г.М., Коробейников В.В., Мосеев П.А. Development of the structured relational database for civil plutonium in Russia. / 56 Международная конференция INMM 2015, США.
13. Егоров А.Ф., Калашников А.Г., Мосеев П.А., Коробейников В.В. Сравнительный анализ расчетов моделирования ЯЭ России с помощью программных комплексов CYCLE и MESSAGE. // ВАНТ. Сер.: «Физика ядерных реакторов». – 2013. – Вып. 2. – С. 37-45.
14. Пшакин Г.М., Рязанов Б.Г. (ГНЦ РФ-ФЭИ, УМЦУК, г. Обнинск, Россия), Киллмартин В. (ДОЕ, США), Дикман Д., Кодман Г. (ПННЛ, США), Келли Г., Ховард М., Фуллер Ш. (Вирджиния Тех., США) Программное обеспечение по учету и контролю ядерных материалов; стандартные и моделирующие средства для усовершенствованной системы управления УИК ЯМ. INMM, 2002.
15. Пшакин Г.М. Российско-американское соглашение по утилизации плутония, признанного избыточным для оружейных целей (ПМВД) – альтернативы и перспективы. // Ядерный контроль. – 2016. – Т. 477. – №4. – С. 32-38.
16. Zrodnikov A. V. Pshakin G. M. Voropaev A. I. Russian-American cooperation in Development Russian Plutonium Registry. 43-th INMM Annual Conference, paper 179, US Orlando, 2002.

Поступила в редакцию 18.04.2016 г.

Авторы

Пшакин Геннадий Максимович, в.н.с., к.т.н.

E-mail: pshakin@ippe.ru

Мосеев Павел Андреевич, м.н.с.

E-mail: pmoseev@ippe.ru

Коробейников Валерий Васильевич, г.н.с., профессор, д.ф.-м.н.

E-mail: korob@ippe.ru

Мосеев Андрей Леонидович, с.н.с.

E-mail: amoseev@ippe.ru

UDC 621.039.51

DEVELOPMENT OF THE STRUCTURED RELATIONAL DATABASE FOR CIVIL PLUTONIUM IN RUSSIA AND ITS IMPLEMENTATION

Pshakin G.M., Moseev P.A., Korobeynikov V.V., Moseev A.L.

JSC «SSC RF-IPPE», Bondarenko sq.1, Obninsk, Russia, 249033

ABSTRACT

As of the present moment enormous amounts plutonium were accumulated during the period of development of the Soviet (Russia) nuclear program in spent fuel of reactors of different types – power, research and mobile. Issues associated with future fate of the accumulated plutonium (and plutonium which is currently being accumulated) such as long-term storage, burial or subsequent use as reactor fuel with closing nuclear fuel cycle, require exact knowledge about the places where plutonium is stored, its quantities and conditions at any required time moment. Existing nuclear material control and accounting system does not allow obtaining the required information. The present study is dedicated to the examination of further development of the structured relational database for civil plutonium in Russia (SRDBCP) development of which was initiated in 2013 and which would allow preparing input data for implementation of systems analytical studies for substantiating the decision taken on the future use of civil plutonium in Russia. The first priority task of the present study is the possibility of selection of technological batches of extracted plutonium for manufacturing BN-800, BREST and BN-1200 fast reactor core loads. At the same time the SRDBCP can be used as well for addressing wider scope of problems associated with substantiation of closed nuclear fuel cycle. Co-operation with such powerful software complexes as CYCLE will allow performing high-accuracy calculations from a single workplace and within compressed timeframe.

Computer mechanisms for processing and transformation of data, mechanisms of interaction with computational software complexes (CYCLE) – preparation of input data for calculations of scenarios of development of nuclear power generation in Russia and in the world based on thermal and fast nuclear reactors, including for closing the nuclear fuel cycle were developed as the result of continued work with SRDBCP.

Key words: closed fuel cycle, nuclear fuel, nuclear materials control and accounting, plutonium, minor actinides, hardware and software, input and output data, compatibility with material control and accounting system, system for management of specialized data base of plutonium.

REFERENCES

1. Russian declaration in the IAEA published as INF/CIRC 549/Add.9/17 document, IAEA, Vienna, 25/09/2015.

2. Strategy of development of nuclear power generation in Russia during the first half of the XXI century. Main provisions. Moscow. Minatom Rossii Publ., 2000 (in Russian).
3. [Strategy of development of nuclear power generation in Russia during the first half of the XXI century. Main provisions. Illustration of main provisions. Moscow. CNIIAtomInform Publ., 2001 (in Russian).
4. New generation of nuclear power production technologies for the period of 2010-2015 and until 2020: Federal Target Program. Approved by the Resolution of the Government of the RF No. 50. Dated Feb. 3, 2010 (in Russian).
5. Basic Rules of Nuclear Materials Accounting and Control. OPUK, NP-030-12, 2012 (in Russian).
6. Shidlovsky V.V., Glagolenko Ju.V., Dzekun E.G., Rovny S.I., Ufimtsev V.P., Bobylev A.I., Prishchepov A.I., Broshevitsky V.S. Status and problems of accumulation and use of civil plutonium. Materials for the Seventh Annula International Political Forum on Nuclear Materials. Moscow, 2000 (in Russian).
7. Kalashnikov A.G., Moseev A.L., Dekusar V.M., Korobeynikov V.V., Moseev P.A. Evolution of the CYCLE code for the systems analysis of the nuclear fuel cycle. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2016, no. 1, pp. 91-99 (in Russian).
8. Korobeynikov V.V. Moseev P.A., Pshakin G.M., Skupov M.V., Glushenkov A.E. Rogozhkin V.Yu. Development of the structured relational database for civil plutonium in Russia. *VANT. Ser. Fizika yadernyh reaktorov,* 2015, iss. 5, pp. 108-114 (in Russian).
9. Moseev P.A. Korobeynikov V.V., Pshakin G.M. The Database for Civil Plutonium in Russia. Scientific session of NRNU MEPhI-2015. Book of abstracts. Moscow. NIYaU MIIFI Publ., 2015, v. 3, p. 327 (in Russian).
10. Moseev P.A., Korobeynikov V.V., Moseev A.L. Optimization of Plutonium Inventories for a Closed Nuclear Fuel Cycle with Thermal and Fast Nuclear Reactors. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika.* 2013, no. 2, pp. 123-132 (in Russian).
11. Pshakin G.M., Korobeynikov V.V., Moseev P.A. Handling plutonium in the closed fuel cycle. Problems and proposals on their solution. Forum «Neutronics and thermal physics problems of nuclear energy». XXVI Interdepartmental workshop «Neutronics problems of nuclear energy (Neutronics-2015)». Book of abstracts. Obninsk. GNC RF-FEI Publ., 2015 (in Russian).
12. Pshakin G.M., Korobeynikov V.V., Moseev P.A. Development of the Structured Relational Database for Civil Plutonium in Russia». 56-th International Conference INMM-2015, USA.
13. Egorov A.F., Kalashnikov A.G., Moseev P.A., Korobeynikov V.V. Comparative Analysis of Simulation Calculations of Nuclear Power Generation in Russia Using CYCLE and MESSAGE Software Complexes. *VANT. Ser. Physics of Nuclear Reactors,* 2013, iss. 2, pp. 37-45 (in Russian).
14. Pshakin G., Ryazanov B., Kilmartin W., Dickman D., Codman G., Kelly G. Software for MC&A: Standard and Modeling Means for Enhancing MC&A System Management. INMM, 2002.
15. Pshakin G. Russia-USA Agreement on Utilization of Plutonium Recognized as Excessive for Weapons Purposes – Alternatives and Future. *Yadernyj Control'*, 2016, v. 477, no. 4, pp. 32-38 (in Russian).
16. Zrodnikov A.V. Pshakin G.M. Voropaev A.I. Russian-American Cooperation in the Development of Russian Plutonium Registry. 43-th INMM Annual Conference, paper 179, US Orlando, 2002.

Authors

Pshakin Gennady Maximovich, Senior Scientist, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: pshakin@ippe.ru

Moseev Pavel Andreevich, Junior Researcher
E-mail: pmoseev@ippe.ru

Korobeynikov Valeri Vasilievich, Leading Scientist, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: korob@ippe.ru

Moseev Andrej Leonidovich, Senior Scientist
E-mail: amoseev@ippe.ru

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ЗАВИСИМОСТЕЙ ХАРАКТЕРИСТИК ОСЕВЫХ НАСОСОВ, ПЕРЕКАЧИВАЮЩИХ СВИНЦОВЫЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЬ, ОТ ПАРАМЕТРОВ РЕШЕТОК ПРОФИЛЕЙ РАБОЧИХ КОЛЕС

А.В. Безносов, А.В. Львов, П.А. Боков, Т.А. Бокова, В.А. Разин

НГТУ им Р.Е. Алексеева

603950, Нижний Новгород, ул. Минина, 24



Представлены результаты экспериментальных исследований зависимостей характеристик осевого насоса (подачи, напора, КПД) в свинцовом теплоносителе от параметров решетки профилей рабочих колес: числа лопаток, угла установки профиля в решетке и густоты решетки.

Исследования проводились применительно к условиям установок малой и средней мощности с реакторами на быстрых нейтронах, охлаждаемых свинцовым теплоносителем, с горизонтальными парогенераторами (БРС ГПГ). Технические решения таких установок прорабатываются в Нижегородском государственном техническом университете (НГТУ).

Исследования проводились на стенде ФТ-4 НГТУ при температуре свинцового теплоносителя 440 – 500°С. Число лопаток в виде плоских пластин в процессе исследований составляло 3, 4, 6, 8; угол установки лопаток в решетке варьировался от 9 до 43°; густота решетки (0,6 – 1,2) изменялась за счет изменения длины хорды профиля лопатки. Скорость вращения вала насоса НСО-01 НГТУ, на который устанавливались сменные рабочие колеса, изменялась ступенями по 100 об/мин от 600 до 1100 об/мин. Диаметр лопаток составил около 200 мм, максимальный расход свинцового теплоносителя при исследованиях до ~ 2000 т/ч. Были исследованы характеристики 27-ми сменных рабочих колес.

Полученные результаты рекомендуется использовать при проектировании осевых насосов, перекачивающих ТЖМТ.

Ключевые слова: тяжелый жидкometаллический теплоноситель, реакторная установка на быстрых нейтронах, ГЦН, колесо насоса, напор насоса, осевой насос, свинцовый теплоноситель, подача насоса.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время отсутствует опыт создания и эксплуатации осевых насосов для проектируемых установок с тяжелыми жидкometаллическими теплоносителями (ТЖМТ).

Характеристики такого насоса зависят от циркуляционных напоров вокруг лопаток рабочего колеса насоса через решетку профилей. Основными параметрами решетки профилей наряду с формой профиля лопатки являются α – угол установки лопатки в

© А.В. Безносов, А.В. Львов, П.А. Боков, Т.А. Бокова, В.А. Разин, 2017

профиле; Z – число лопаток рабочего колеса; l/t – густота решетки [1]. Экспериментальное определение оптимальных значений этих параметров в свинцовом теплоносителе при условиях реакторных контуров позволит обоснованно проектировать оптимальную геометрию рабочих колес в заданных диапазонах скоростей вращения вала. Оптимальная геометрия решетки профилей рабочих колес позволяет обеспечивать требуемые характеристики насоса (подачу, напор, КПД). Для повышения представительности сравнения получаемых результатов исследований необходимо иметь неизменные геометрию профиля лопаток, подвод и отвод насоса, включая выпрямляющий аппарат.

Для репрезентативности рассматриваемых исследований необходимо обеспечить натурные условия контакта теплоносителя с поверхностями материалов проточной части насоса (работу адгезии, шероховатость и др.), которые влияют на их силовое взаимодействие.

Согласно этим требованиям, в НГТУ на стенде ФТ-4 НГТУ [3] проводятся экспериментальные исследования зависимостей характеристик осевого насоса НСО-01 со сменными рабочими колесами от параметров решеток и их профилей. Конечной целью исследований является разработка рекомендаций по проектным решениям главного циркуляционного насоса применительно к РУ с реакторами на быстрых нейтронах малой и средней мощности, охлаждаемых свинцовым теплоносителем с горизонтальными парогенераторами (БРС ГПГ); технические решения таких РУ прорабатываются в НГТУ.

МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

Суть исследований состояла в определении характеристик насоса (подачи, напора, КПД), установленного в циркуляционном контуре со свинцовым теплоносителем, в зависимости от параметров решеток профилей: угла установки лопаток в профиле (α), числа лопаток (Z), густоты решеток (l/t) при ступенчатом изменении скорости вращения вала насоса (η). В дальнейшем предполагается проведение аналогичных исследований по экспериментальному определению оптимальных характеристик выпрямляющего аппарата.

Рабочие колеса с вариантами решеток профилей устанавливались на вал циркуляционного насоса НСО-01 контура свинцового теплоносителя стенда ФТ-4. Температура свинцового теплоносителя при испытаниях составляла 440 – 500°C. Зависимости для 27-ми вариантов конструкций рабочих колес с плоскими лопатками определялись при скоростях вращения каждого варианта рабочих колес от 600 до 1100 об/мин. Гидравлическое сопротивление контура циркуляции изменялось путем изменения положения клина регулирующей задвижки. Максимальный расход свинцового теплоносителя в процессе исследований достигал ~ 2000 т/ч.

На рабочие колеса диаметром $D_1 = 200$ мм устанавливались лопатки – плоские пластины из стали типа 08Х18Н10Т одинаковой геометрии (рис. 1).

Число лопаток, устанавливаемых на рабочие колеса 3, 4, 6, 8; углы установки 9, 15, 22, 32, 38, 41, 46°. Переменная густота решеток достигалась изменением длины хорды лопаток (0,8 – 1,2) с изменением площади каждой лопатки S_l : для 100% – площадь $S_l = 0,0079 \text{ м}^2$; 80% – $S_l = 0,0063 \text{ м}^2$; 120% – $S_l = 0,0079 \text{ м}^2$ (длина хорды изменялась только для двух проточных частей с четырьмя лопатками и углом установки лопатки 28°).

Изменение скорости вращения вала насоса осуществлялось ступенями по 100 об/мин.

На поверхностях лопаток рабочих колес формировались и поддерживались оксидные защитные покрытия посредством контролируемого регулирования термодинамической активности кислорода (a) в свинце. Этот безразмерный параметр поддерживался в диапазоне $a = 10^{-4} – 10^{-3}$ штатной системой регулирования стенда ФТ-4 путем захвата и ввода пузырей газообразной смеси аргона с водородом или с кислородом в теплоноситель струями свинца, падающими на его свободную поверхность из трубы постоянного напора циркуляционного насоса стенда. Точность регулирования в указанном диапазоне обеспечивалась характеристиками датчика тер-

модинамической активности конструкции и поставки ГНЦ РФ-ФЭИ, имеющего пределы допускаемого относительного отклонения ЭДС от номинального 10%. В каждом режиме изменялись и фиксировались следующие параметры стенда: скорость вращения вала насоса НСО-01; давление на выходе и на входе в насос; температура перекачиваемого теплоносителя; мощность электродвигателя насоса; крутящий момент на валу насоса; термодинамическая активность кислорода в свинцовом теплоносителе.

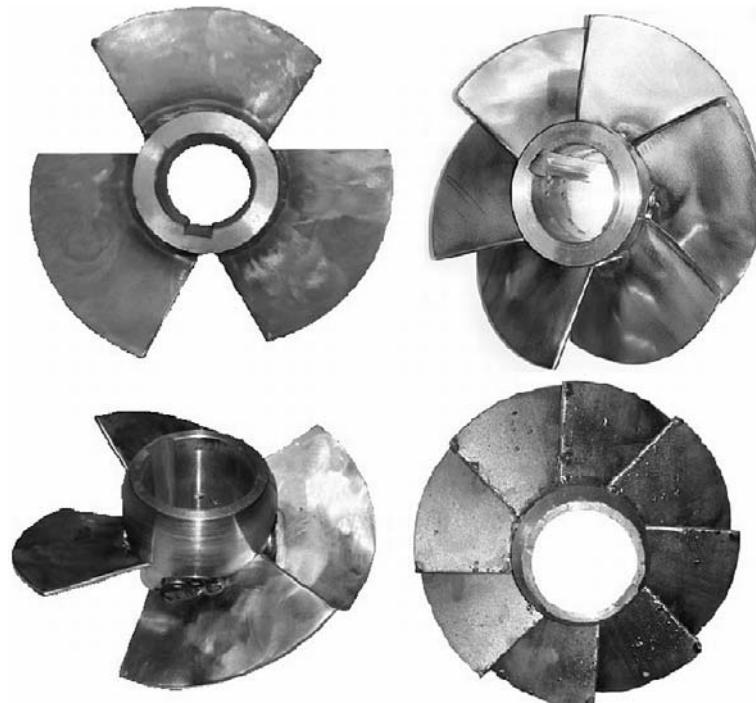


Рис. 1. Фотографии рабочих колес

Исследования проводились во всех режимах при трех положениях клина регулирующей задвижки (поднят полностью, опущен на 30% по высоте, опущен на 60% по высоте) с соответствующим гидравлическим сопротивлением трассы циркуляции. Для сравнения результатов были изготовлены четыре рабочих колеса с профилированными лопатками и проведены аналогичные исследования зависимостей характеристик насоса. По оценке авторов, погрешность всех результатов, представленных в статье, составляет $\pm (20 - 30)\%$ от полученных значений.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ

Зависимость характеристик насоса от скорости вращения сменных рабочих колес. Установлено, что при увеличении скорости вращения рабочих колес в диапазоне 600 – 1000 об/мин при полностью открытой задвижке, независимо от числа лопаток, угла их установки и густоты решетки подача и напор насоса монотонно увеличиваются (рис.2). Такой ход зависимостей свидетельствует об отсутствии разрыва сплошности потока свинца (кавитации) в проточной части насоса.

Для более объективного сравнения влияния параметров решетки профилей сменных рабочих колес на характеристики насоса конструкции подвода и отвода насоса, включая выпрямляющий аппарат, оставались неизменными. Это, безусловно, ухудшало определенные характеристики насоса.

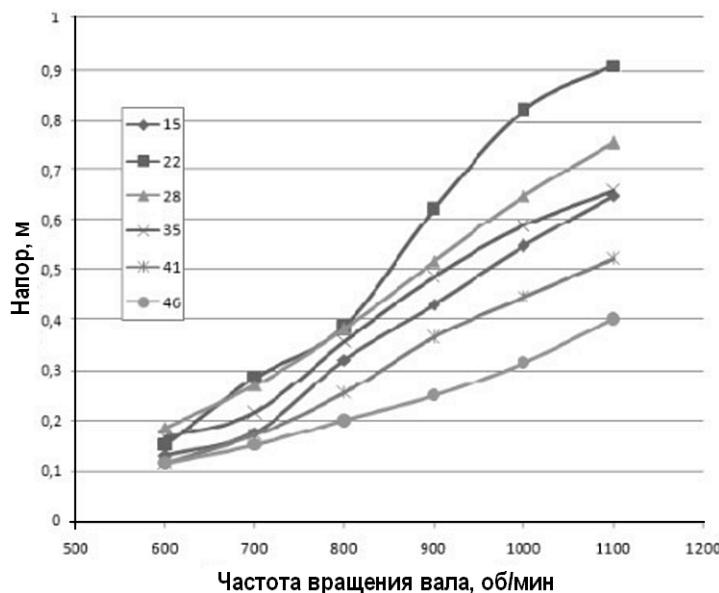


Рис. 2. Зависимость характеристик насоса от скорости вращения вала

Зависимость характеристик насоса от угла установки плоских лопаток в решетке профилей. Зависимости подачи и напора насоса, угла установки лопаток в решетке профилей имеют три характерных участка. В диапазоне от 9 до $\sim 20^\circ$ зависимость имеет вид восходящей кривой, далее от 20 до 32° – выпуклая кривая, точка экстремума которой зависит от числа лопаток (рис. 3). При последующем увеличении угла установки лопаток, значения характеристик насоса во всех случаях резко уменьшаются. Положение кривых зависимостей и напора насоса от угла установки лопаток при увеличении скорости вращения вала конгруэнтны и возрастают по оси ординат. Максимальный напор насоса при $n = 1100$ об/мин фиксируется при четырех лопатках и угле установки 28° (1,2 м. ст. свинца), а также при восьми лопатках, угле установки лопаток 22° (1,0 м. ст. свинца); при этом подача насоса составляет 1900 и 1960 т/ч соответственно. КПД при четырех лопатках составляет 17%, а при восьми – 24%.



Рис. 3. Зависимость характеристик насоса от параметров решетки профилей рабочего колеса с четырьмя лопатками при $n = 1000$ об/мин

Зависимости характеристик насоса от параметров решетки рабочего колеса для четырех лопастей приведены на рис. 3. Получить данные для четырех лопаток при 1100 об/мин удалось не для всех углов установки лопастей из-за конструктивных ограничений экспериментального стенда.

Зависимость характеристик насоса от числа лопаток. Максимальное значение КПД насоса 27,4% в процессе исследований зафиксировано при установленном на валу рабочем колесе с тремя лопатками при угле установки лопаток около 22° и скорости вращения вала 1000 об/мин. Напор и подача насоса при этом были несколько ниже, чем у вариантов конструкций рабочих колес с четырьмя и восемью лопатками.

Сравнение зависимостей характеристик насоса показывает некоторое преимущество рабочего колеса с восемью лопатками (рис. 4).

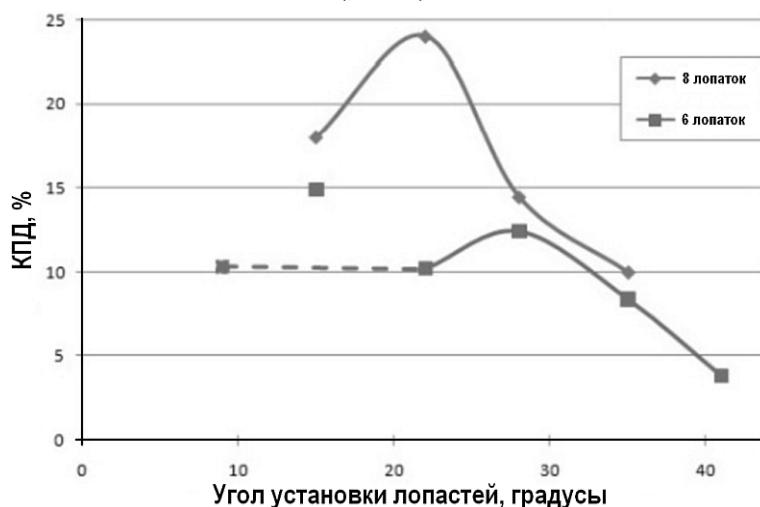


Рис. 4. Совмещение зависимостей характеристик насоса с $Z = 6,8$ при $n = 1100$ об/мин

Такие результаты могут быть обеспечены тем, что оксидированные поверхности лопаток не смачиваются свинцовым теплоносителем (угол смачивания $\theta = 110 - 120^\circ$) и потери на преодоление работы адгезии незначительны. Увеличение числа лопаток на рабочем колесе в ТЖМТ незначительно увеличивает потери на трение в проточной части насоса и в насосе в целом.

При окончательном выборе числа лопаток на рабочем колесе необходимо учитывать конструктивные соображения, используя полученные экспериментальные данные. Увеличение числа лопаток при прочих равных условиях, вероятно, может привести к некоторому уменьшению концевых потерь энергии и позволит уменьшить прочностные характеристики лопатки и ее крепление к втулке колеса.

Зависимость характеристик насоса от густоты решетки профилей рабочего колеса. Одним из основных параметров лопастной системы осевого насоса, оказывающих преимущественное влияние на уровень потерь энергии в нем, является густота решеток лопастей [3] рабочего колеса. Профильное сопротивление решетки профилей в первом приближении является суммой потерь трения и диффузорных потерь. Первые с ростом густоты увеличиваются, вторые – уменьшаются. Поэтому должно существовать оптимальное значение густоты решетки, при которой суммарные потери энергии в решетке при прочих равных условиях минимальны.

Проведенные исследования на рабочем колесе с четырьмя плоскими лопатками, установленными под углом 28° , показывают, что подача и напор монотонно возрастают с увеличением скорости вращения вала. При этом напор, подача и КПД колес с густотой $l/t = 1,0$ и $1,2$ практически совпадают во всем диапазоне скоростей вращения вала; при $l/t = 0,8$ подача на $\sim 10\%$ меньше, напор и КПД – на 20 – 25% меньше, чем у колес с большей густотой решеток. Напорно-расходные характеристики насоса с этими рабочими колесами имеют аналогичные (совпадающие по характеру) зависимости. Графические зависимости напора и подачи насоса от густоты решетки (рис. 5) показывают наличие экстремума в районе $l/t \approx 1,0$.

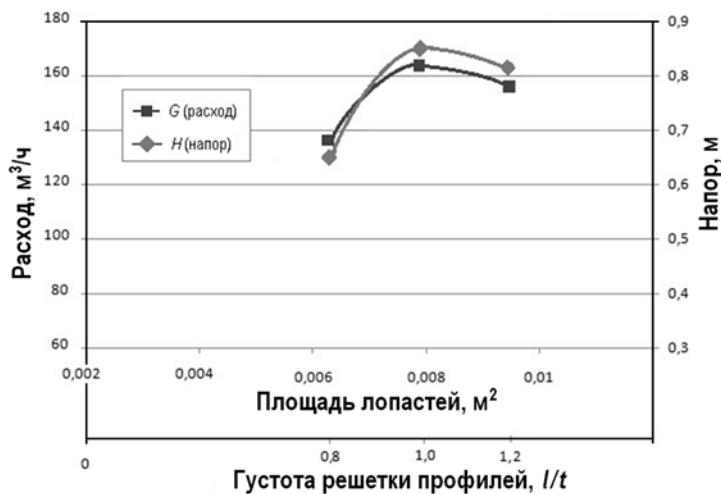


Рис. 5. Зависимость напора и подачи насоса от густоты решетки при четырех плоских лопатках, установленных под углом 28° при $n = 1000$ об/мин

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты исследований зависимостей характеристик осевых насосов (напора, подачи, КПД), перекачивающих свинцовый теплоноситель при $T = 440 - 500^\circ\text{C}$ с максимальным расходом до $2000 \text{ т}/\text{ч}$, от параметров решеток конструкций 27-ми рабочих колес с плоскими лопатками при варьируемых числе лопаток ($Z = 3 - 8$), угле установки лопаток ($\alpha = 9 - 43^\circ$), густоте решеток профилей лопаток ($l/t = 0,8 - 1,2$) в диапазоне скоростей вращения вала $n = 600 - 1100$ об/мин рекомендуется использовать при проектировании осевых насосов РУ с ТЖМТ.

Литература

1. Безносов А.В., Бокова Т.А., Боков П.А. Технологии и основное оборудование контуров реакторных установок, промышленных и исследовательских стендов со свинцовыми и свинцово-висмутовым теплоносителями: Нижегородский государственный технический университет. – Нижний Новгород: Литера, 2016. – 488 с.
2. Безносов А.В., Львов А.В., Боков П.А., Бокова Т.А., Шихов Д.В. Экспериментальные исследования и отработка характеристик насосов на свинцовом теплоносителе // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – №4. – С. 123-132.
3. Безносов А.В., Бокова Т.А. Оборудование энергетических контуров с тяжелыми жидкостями теплоносителями в атомной энергетике: Нижегородский государственный технический университет. – Нижний Новгород: НГТУ, 2012. – 536 с.
4. Ломакин А.А. Центробежные и осевые насосы. – М.-Л.: Машиностроение. 1966. – 364 с.
5. Безносов А.В., Молодцов А.А., Назаров А.В. Насос для перекачки жидкокометаллического теплоносителя. Патент 2284425 РФ от 27.09.2006 г.
6. Безносов А.В., Молодцов А.А., Назаров А.В., Камнев М.А. Насос для подачи жидкокометаллического теплоносителя. Патент 2002125122 РФ от 10.04.2004 г.
7. Будов В.М. Насосы АЭС: учебное пособие для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 408 с.
8. Степанов А.И. Центробежные и осевые насосы. – М.: Машгиз, 1960. – 462 с.
9. Суханов Д.Я. Работа лопастных насосов на вязких жидкостях. – М.: Машгиз, 1952. – 33 с.
10. Абдурашитов С.А. Насосы и компрессоры. – М.: Недра, 1974. – 296 с.
11. Зимницкий В.А. Лопастные насосы: Справочник. – Л.: Машиностроение, 1986. – 334 с.
12. Певзнер Б.М. Насосы судовых установок и систем. – Л.: Судостроение, 1971. – 384 с.
13. Чиняев И.А. Лопастные насосы: Справочное пособие. – Л.: Машиностроение, 1973. – 184 с.
14. Робожев А.В. Насосы для атомных электрических станций. – М.: Энергия, 1979. – 245 с.
15. Киселев И.И. Крупные осевые и центробежные насосы. Монтаж, эксплуатация и ремонт:

- Справочное пособие. – М.: Машиностроение, 1977. – 184 с.
16. *Пфейдерер К.* Лопаточные машины для жидкости и газа. – М.: Машгиз, 1960.
17. *Митенков Ф.М.* Главные циркуляционные насосы АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 376 с.
18. *Яременко О.В.* Испытания насосов. – М.: Машиностроение, 1976.
19. *Суворов Г.П., Бугреев М.И., Кузько О.В.* Опыт создания эксплуатации стенда 27/ВТ. Программа и тезисы докладов конференции «Тяжелые жидкокометаллические теплоносители в ядерных технологиях. ТЖМТ-98». г. Обнинск, 1998.
20. *Филатов Б.В., Василенко В.А., Воронин В.Е., Бредихин В.Я., Андрианов А.К.* Опыт эксплуатации ЯЭУ с жидкокометаллическим теплоносителем на стенде КМ-1. Программа и тезисы докладов конференции «Тяжелые жидкокометаллические теплоносители в ядерных технологиях. ТЖМТ-98». г. Обнинск, 1998.

Поступила в редакцию 16.11.2016 г.

Авторы

Безносов Александр Викторович, профессор, доктор техн. наук
E-mail: beznosov@nntu.nnov.ru

Львов Александр Вячеславович, инженер
E-mail: beznosov@nntu.nnov.ru

Боков Павел Андреевич, ассистент
E-mail: beznosov@nntu.nnov.ru

Бокова Татьяна Александровна, доцент
E-mail: tatabo@bk.ru

Разин Владимир Анатольевич, студент
E-mail: volodimirrazin@gmail.com

UDC 621.039

EXPERIMENTAL RESEARCHES OF DEPENDENCES OF LEAD COOLANT AXIAL PUMPING ON THE LATTICE PARAMETERS OF IMPELLERS PROFILES

Beznosov A.V., Lvov A.V., Bokov P.A., Bokova T.A., Razin V.A.

Nizhny Novgorod State Technical University n. a. R.E. Alekseev
24 Minin st., Nizhny Novgorod, 603950 Russia

ABSTRACT

The paper presents the results of experimental researches of dependences of axial pump characteristics (flow, pressure and efficiency) in the lead coolant on the lattice parameters of impellers profiles, including the number of blades, the installation angle of the profile in the lattice and lattice density.

The researches were carried out as applied to the conditions of low and medium power fast neutron reactors cooled by lead-cooled horizontal steam generators (FRL HSG). Engineering solutions of such facilities are worked out at the Nizhny Novgorod State Technical University (NNSTU).

The experiments were carried out on the FT-4 NNSTU test-bench (facility) at 440–500°C of lead coolant. The number of blades in the form of flat plates during the research process was 3, 4, 6, and 8; the installation angle of the blades in the lattice was varied from 9 to 43°; lattice density (0.6–1.2) was modified by means of changing the chord

length of the blade profile. Rotation speed of the pump PLA-01 NNSTU, on which changeable impellers have been installed, was varied in steps of 100 r/m from 600 to 1100 r/m. The diameter of blades was about 200 mm, the maximum lead coolant flow in the researches was about 2000 t/h. The characteristics of twenty seven changeable impellers were investigated. The goal of the present study was to determine the characteristics of the pump (feed pressure and efficiency) installed in the circulation circuit with lead coolant depending on the parameters of grating profiles: setting angle of the blades in the profile (α), the number of blades (Z), density arrays (l/t) when a step change the pump shaft rotational speed (n). Further, it is expected to conduct similar studies on the experimental determination of the optimum performance of the rectifying unit.

The obtained results are recommended for use in the design of axial pumps pumped HLMC.

Key words: heavy liquid metal coolant, reactor plant on fast neutrons, RCP (reactor coolant pump), pump impeller, pump head, axial pump, lead coolant, pump flow.

REFERENCES

1. Beznosov A.V. Bokova T.A., Bokov P.A. *Tehnologii i osnovnoye oborudovaniye konturov reaktornykh ustavok, promyshlennyykh i issledovatel'skih stendov so svintsovym i svinets-vismutovym teplonositelyami* [Technology and basic equipment for reactor installations loops, industrial and research facilities with lead and lead-bismuth coolant]. Nizhny Novgorod State Technical University. Nizhny Novgorod. Litera Publ., 2016, 488 p. (in Russian).
2. Beznosov A.V., Lvov A.V., Bokov P.A., Bokova TA, Shikhov A.I. Experimental research and elaboration of characteristics of lead coolant pumps. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2015, no. 4, pp. 123–132 (in Russian).
3. Beznosov A.V., Bokova T.A. *Oborudovaniye energeticheskikh konturov s tyazhyolyimi zhidkometallicheskimi teplonositelyami v atomnoy energetike* [Equipment for power loops with heavy metal coolants in nuclear energy]. Nizhny Novgorod. Nizhny Novgorod State Technical University Publ., 2012. 536 p. (in Russian).
4. Lomakin A.A. *Tsentrobezhnye i osevye nasosy* [Centrifugal and axial pumps]. Moscow-Leningrad. Mashinostroyeniye Publ., 1966. 364 p. (in Russian).
5. Beznosov A.V. Molodtsov A.A., Nazarov A.V. The pump for supplying liquid metal coolant. Patent RF no. 2284425, 2006 (in Russian).
6. Beznosov A.V. Molodtsov A.A., Nazarov A.V. The pump for supplying liquid metal coolant. Patent RF no. 2002125122, 2004 (in Russian).
7. Budov V.M., *Nasosy AES* [NPP pumps]. Textbook for High Schools. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1986. 408 p. (in Russian).
8. Stepanov A.I. *Tsentrobezhnye i osevye nasosy* [Centrifugal and axial pumps]. Moscow. Mashgiz Publ., 1960. 462 p. (in Russian).
9. Sukhanov D.Y. *Rabota lopastnykh nasosov na vyazkikh zhidkostyakh* [Operation of vane pumps on viscous fluids]. Moscow. Mashgiz Publ., 1952. 33 p. (in Russian).
10. Abdurashitov S.A. *Nasosy i kompressory* [Pumps and compressors]. Moscow. Nedra Publ., 1974. 296 p. (in Russian).
11. Zimnitsky V.A. *Lopastnye nasosy: Spravochnik* [Vane pumps: reference book]. Leningrad. Mashinostroyeniye Publ., 1986. 334 p. (in Russian).
12. Pevzner B.M. *Nasosy sudovykh ustavok i sistem* [Pumps of marine facilities and systems]. Leningrad. Sudostroyeniye Publ., 1971, 384 p. (in Russian).
13. Chinyiaev I.A. *Lopastnye nasosy: Spravochnoye posobiye* [Vane pumps: reference guide]. Leningrad, Mashinostroyeniye Publ., 1973, 184 p. (in Russian).
14. Robozhev A.V. *Nasosy dlya atomnykh elektricheskikh stantsiy* [Pumps for nuclear power plants]. Moscow. Energiya Publ., 1979, 245 p. (in Russian).
15. Kiselev I.I. *Krupnye osevye i tsentrobezhnye nasosy. Montazh, ekspluatatsiya i remont: Spravochnoye posobie* [Large axial and centrifugal pumps. Installation, maintenance and

- repair: reference guide]. Moscow. Mashinostroyenie Publ., 1977, 184 p. (in Russian).
16. Pfeyderer K. *Lopatochnye mashiny dlya zhidkosti i gaza* [Impeller machines for fluid and gas]. Moscow. Mashgiz Publ., 1960 (in Russian).
17. Mitenkov F.M. *Glavnye tsirkulyatsionnye nasosy AES* [NPP main circulation pumps]. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1989, 376 p. (in Russian).
18. Yaremenko O.V. *Ispytaniya nasosov* [Pump testing]. Moscow. Mashinostroyeniye Publ., 1976 (in Russian).
19. Suvorov G.P., Bugreev M.I., Kuzko O.V. Experience of operating the 27/WT facility. *Program and abstracts of the conference «The heavy liquid metal coolant in nuclear technologies. TZHMT-98»*. Obninsk. FEI Publ., 1998 (in Russian).
20. Filatov B.V., Vasilenko V.A., Voronin V.E., Bredihin V.Ya., Andrianov A.K. Experience in operating nuclear power units with liquid metal coolant on the stand KM-1. *Program and abstracts of the conference «The heavy liquid metal coolant in nuclear technologies. TZHMT-98»*. Obninsk, 1998 (in Russian).

Authors

Beznosov Aleksandr Viktorovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: beznosov@nntu.nnov.ru

Lvoy Aleksandr Vyacheslavovich, Engineer

E-mail: beznosov@nntu.nnov.ru

Bokov Pavel Andreevich, Assistant,

E-mail: beznosov@nntu.nnov.ru

Bokova Tatyana Aleksandrovna, Assistant Professor

E-mail: tatabo@bk.ru

Razin Vladimir Anatolyevich, Student

E-mail: volodimirrazin@gmail.com

УЛУЧШЕНИЕ ОБЩЕГО И ЭКОЛОГИЧЕСКОГО ИМИДЖА ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

А.Л. Суздалева

ФГБО ВО Национальный исследовательский университет

«Московский энергетический институт»

111250, г. Москва, Красноказарменная, 14.



Целью публикации является ознакомление широкого круга специалистов с эффективными способами улучшения имиджа объектов российской атомной энергетики. Негативное отношение к ним связано не с их реальной опасностью, а с недостаточной результативностью работы по формированию общественного мнения и со сформировавшейся имплицитной памятью. В сознании людей сложился устойчивый негативный стереотип повышенной опасности атомных электростанций. Пассивное информационное противостояние сторонников и противников развития атомной энергетики предлагается заменить активными действиями по разрушению негативного стереотипа в массовом сознании. Задача активного имиджмейкинга заключается в формировании у людей психологической установки важности развития атомной энергетики как фактора улучшения их жизни. Предложены способы практического применения методов активного имиджмейкинга. Рекомендовано проведение комплексного анализа массовых фрустраций и деприваций населения одновременно в отношении моральных, экономических и экологических аспектов общественной жизни. Сделан вывод о необходимости участия государства в улучшении имиджа объектов атомной энергетики.

Ключевые слова: атомная энергетика, стереотип, имидж, имплицитная память, психологическая фрустрация, психологическая депривация, активный и пассивный имиджмейкинг.

ПОСТАНОВКА ПРОБЛЕМЫ

Атомная энергетика Российской Федерации – это одна из немногих отраслей отечественной экономики, которая в два прошедших десятилетия не только не сдала своих позиций, но и успешно развивалась. Продолжая выполнять поставленные задачи внутри страны, она повышала свою конкурентоспособность на международном рынке. Одним из препятствий, затрудняющих реализацию проектов атомной энергетики, является отсутствие их адекватного имиджа. Для дальнейшего успешного развития отрасли этому вопросу необходимо уделять повышенное внимание. Особую актуальность данный вопрос приобрел в связи аварией на японской АЭС «Фукусима-1». Как ни парадоксально это звучит, но эти трагические события активно используются для дискредитации российской атомной энергетики. Значительная часть публикаций проводится в форме сравнения с аварией на Чернобыльской АЭС [1 – 3]. Помимо прочего, искусственно создается образ, на фоне которого события

© А.Л. Суздалева, 2017

в Японии воспринимаются в сильно смягченном виде. Это обуславливает необходимость систематической работы по улучшению имиджа отечественной атомной энергетики, разработки инновационных методов, основанных на междисциплинарном подходе к решению проблем.

Выполнение поставленной цели затрудняется тем, что в массовом сознании давно сложился *устойчивый стереотип мышления о безусловной опасности развития атомной энергетики* [4]. И это уже воспринимается как данность. Практически никто не задается вопросом: почему возник именно такой стереотип? Попытаемся непредвзято разобраться в этом «кочевидном» для большинства людей вопросе. Выясним, каким образом и когда сформировалась такая «кочевидность». Несомненно, большую роль в этом сыграла выработавшаяся у людей в годы «холодной войны» боязнь атомной катастрофы. Возникла устойчивая ассоциация: «объект атомной энергетики – это риск, если не атомного взрыва, то, во всяком случае, радиоактивного загрязнения среды» [5, 6]. Этот страх активно использовался при создании многочисленных литературных произведений и кинофильмов, обеспечивая их высокую популярность. Во многом он подпитывался завесой действительной и минимой секретности, окутывающей работу объектов атомной энергетики. Так, большинство людей в общих чертах представляют себе принцип работы ГЭС или ТЭС. Напротив, население, не работающее на АЭС, имеет о ней самые смутные представления. Все это способствовало возникновению образа объектов атомной энергетики, мало отвечающего действительности.

Но образ – это имидж, т.е. представление в сознание людей. Образ может быть целостным, создавая общий имидж объекта, а может формироваться лишь в отношении какого-то определенного аспекта его существования. Например, экологический имидж объекта атомной энергетики – это система представлений, существующая в массовом сознании общества об экологической безопасности его работы.

Степень соответствия имиджа реально существующему объекту может быть различна. Но именно имидж формирует отношение к нему общества. Обладая негативным имиджем, даже самый безопасный объект будет рассматриваться населением как реальная опасность. Поэтому улучшение отношения населения к объектам атомной энергетики – это улучшение их общего и экологического имиджа.

НАПРАВЛЕНИЯ ИМИДЖМЕЙКИНГА

Деятельность по целенаправленному формированию имиджа, называемая *имиджмейкингом*, может носить как пассивный, так и активный характер [7]. Пассивная работа над имиджем – *пассивный имиджмейкинг* – это ответы на распространяющуюся в обществе информацию. Подобной позиции и придерживается большинство специалистов атомной энергетики, работающих с общественностью. Их усилия направлены, главным образом, на смягчение негативного отношения общественности к АЭС.

Активный имиджмейкинг предполагает целенаправленное формирование массового сознания. Его цель – создание нужного имиджа, причем далеко не всегда позитивного. В конкурентной борьбе нередко в качестве единственного инструмента используется формирование негативного имиджа. В полной мере это относится и к сфере атомной энергетики. Для примера можно сравнить отношение, формируемое к авариям, произошедшим на Чернобыльской АЭС в СССР и на японской АЭС «Фукусима-1» [3, 8, 9]. Если первое из этих событий старались представить в мировой прессе как можно в более негативном свете, то второму, напротив, придавали некий оттенок героического противостояния и предчувствия скорой победы над фатальным стечением обстоятельств. Получалось так, что на «Фукусима-1»

виновных нет, а есть герои, способные и в дальнейшем выполнить любую невыполнимую миссию. Кроме того, была выдвинута идея о том, что уж если аварии на «Фукусима-1» нельзя не придать высшую VII степень опасности, согласно Международной шкале ядерных событий (INES), то необходимо задним числом добавить специально для аварии на Чернобыльской АЭС еще более высокую степень опасности. Таким образом, имидж того или иного объекта формируется у населения именно на основании информации, распространяемой в СМИ, а выводы, сделанные в более серьезных источниках, воспринимаются уже после тенденциозной переработки.

Но вернемся к активному имиджмейкингу, задачей которого в нашем случае является целенаправленное формирование в массовом сознании позитивного отношения к объектам атомной энергетики. Возникает закономерный вопрос: а реально ли вообще выполнение подобной задачи? Для ответа на него следует подвергнуть принципиальному переосмыслению первоосновы сложившегося имиджа. Его главные черты – это риск опасности для жизни и экологический риск. Да, безусловно, как определенные вероятности они существуют, но сравним их реальные значения с другими видами деятельности, имеющими принципиально иной имидж. Так, согласно расчетам, даже у людей, постоянно проживающих в районе размещения АЭС, риск гибели в автомобильной аварии составляет $1,9 \cdot 10^{-4}$, а риск смерти, связанный с функционированием АЭС (в том числе возможностью аварий) – $2 \cdot 10^{-8}$, т.е. в десять тысяч раз меньше [10]. Анализ содержания канцерогенов и мутагенов, поступающих в воздух городов с выхлопами автотранспорта, и динамики онкологических заболеваний, а также врожденных аномалий у детей несравнимы с числом аналогичных случаев, вызванных авариями на объектах атомной энергетики. Но это предмет беспокойства узкого круга специалистов. В массовом же сознании автотранспорт – это необходимый элемент нормальной жизни. Его марка и состояние – это один из показателей положения человека в обществе. Он обеспечивает определенный уровень комфорта условий жизни. Работа атомной электростанции, точнее вырабатываемая на ней дешевая электроэнергия, обеспечивает комфортность условий не в меньшей степени. Но население будет недовольно прекращением выпуска популярных марок автомобилей или запретом их импорта. Вместе с тем, большая часть общества может проголосовать за закрытие АЭС или встретит такое решение с одобрением. Например, после аварии на «Фукусима-1» канцлер ФРГ А. Меркель значительно повысила свой рейтинг популистским обещанием закрыть в стране все АЭС.

МЕТОДОЛОГИЯ АКТИВНОГО ИМИДЖМЕЙКИНГА

Так в чем же причина столь различного отношения общества к продукции автопрома и атомной энергетики? В имидже и, в частности, в экологическом имидже – в неправильном представлении той роли, которую играет атомная энергетика в жизни обычных людей. Что необходимо предпринять для принципиального изменения общего и экологического имиджа объектов атомной энергетики?

Прежде всего для этого необходимо *перейти от пассивного имиджмейкинга к активному*. Причем это не выпуск красочных буклетов или размещение на сайтах АЭС формализованных экологических политик. Для изменения массового сознания *необходим глубокий анализ истинных потребностей людей*. Заявления о том, что объекты атомной энергетики внедряют системы экологического менеджмента и проводят экологический аудит, с реальной жизнью людей никак не связаны. Эффективное формирование позитивного имиджа в нашем случае возможно только на основе использования распространенных в обществе фрустраций и

ЭКОЛОГИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

деприваций [11]. *Фрустрация* – психологическое состояние напряжения, тревоги, отчаяния, возникающее при столкновении человека с непреодолимыми препятствиями (реальными или воображаемыми) на пути к достижению значимых целей [12]. *Депривация* – чувство недовольства, испытываемое личностью или группой, по отношению к условиям своей жизни, основанное на расхождении между ожиданиями и возможностями. Если эти процессы неуправляемы, их развитие неминуемо приводит к дестабилизации общества. Напротив, их использование способно сплотить людей во имя достижения определенной цели. Именно на ломке фрустраций и деприваций был основан энтузиазм значительной части населения СССР при строительстве объектов первых пятилеток. Люди строили свое «светлое будущее», которое ранее было недостижимо. И они считали себя имеющими право на «лучшую жизнь».

С точки зрения рассматриваемого вопроса, наибольшее значение в нашем обществе сейчас имеют *моральные, экономические и экологические фрустрации и депривации*. Данные явления могут стать прочным фундаментом для активного имиджейкинга объектов атомной энергетики.

В основе важнейших фрустраций и деприваций морального характера лежит происшедший на рубеже веков отрыв большинства людей от сопричастности к процессам, происходящим в стране. Популярность действий нашего правительства во многом заключается в восстановлении единства целей государства и широких слоев общества. Этот метод социально-психологического воздействия на массовое сознание должен быть использован для улучшения общего имиджа объектов атомной энергетики. Необходимо активно внедрять в сознание граждан мысль о том, что развитие данной отрасли неотделимо от восстановления экономического потенциала, обороноспособности и политического влияния нашей Родины. Строительство наших АЭС в других странах – это свидетельство растущего международного значения Российской Федерации. Каждый гражданин, поддерживающий эту деятельность, сопричастен к ней.

В экономическом плане фрустрации и депривации основаны на все еще недостаточно высоком уровне доходов населения. Большинство людей считает, что оно имеет право на лучшую жизнь. Данная идея сейчас также активно эксплуатируется в пиар-акциях. Но далеко не всегда это достигает желаемой цели. Например, транслирование по телевизору слогана «Газпром – всенародное достояние» вызывает раздражение значительной части населения. Иной эффект имела бы трансляция сравнительной динамики цен на электроэнергию в условиях планируемого развития атомной энергетики и при его остановке. Не лишне осветить в СМИ и недавний политический кризис в Болгарии, правительство которой, отказавшись от строительства АЭС, повысило плату за электроэнергию до неприемлемого для населения уровня. Распространение этой информации также способствовало бы улучшению общего имиджа объектов атомной энергетики.

ФОРМИРОВАНИЕ ОБЩЕСТВЕННОГО МНЕНИЯ

Экологические фрустрации и депривации базируются на явлении так называемого «экологического страха», буквально сковавшего современное общество. *Экологический страх* – это страх, основанный как на осознании реальных экологических угроз, так и на безотчетном, априорном опасении вредного воздействия на свое здоровье любых изменений в окружающей человека среде, природа которых ему неясна. Многие люди склонны считать любое ухудшение своего здоровья результатом «плохой экологии». В ряде случаев такие подозрения не лишены основы. Но идентификация источников ухудшения жизненной среды происходит в зна-

чительной мере стихийно, под влиянием беспорядочно воспринимаемой информации. Часто эта информация носит заведомо ложный характер, и чем больший экологический страх она вызывает, тем в большей степени она усваивается. В среде журналистов распространена поговорка «только плохие новости являются хорошими». Одно из первых мест в качестве предполагаемых источников ухудшения экологических условий и здоровья людей занимают объекты атомной энергетики. Во многом их устойчивый негативный экологический имидж обусловлен так называемой *имплицитной памятью* [13].

Данный психологический феномен заключается в том, что восприятие и запоминание новой информации неосознанно трансформируется под влиянием ранее запомнившихся фактов и образов. Процесс имплицитного запоминания как бы «облегчается» неосознанным использованием ранее внедренных в сознание человека установок, автоматически ассоциируясь с ними. В нашем случае любая информация об АЭС у большинства людей непроизвольно вызывает ассоциацию с Чернобыльской аварией. Следует отметить, что для этого со стороны определенных сил прилагались и прилагаются целенаправленные усилия. Их задача – подавление развития атомной энергетики в нашей стране и дестабилизация социальной обстановки. Можно вспомнить, сколько перспективных проектов и даже уже строящихся объектов было остановлено благодаря этим действиям. Страна понесла огромные экономические потери, а у населения, как уже говорилось ранее, сформировалась *устойчивая имплицитная память негативного характера*. В этой связи следует еще раз вспомнить, что освещение в зарубежной печати аварии на АЭС «Фукусима-1» сформировало иную имплицитную память. Красной нитью проходила внедряемая в массовое сознание установка: «чтобы ни произошло на японских АЭС – правительство решит эту проблему и, в конечном счете, все будет хорошо».

Но российские АЭС в настоящее время имеют устойчивый негативный экологический имидж. Можно ли его улучшить? Да, можно. Об этом свидетельствует опыт Беларуси. Еще в недавнем прошлом произведенные в ней пищевые продукты старались не покупать, опасаясь радиоактивного заражения. Сейчас во всем мире Беларусь считается производителем экологически чистой сельскохозяйственной продукции. Это не результат кардинального изменения экологической ситуации, а результат поддерживаемого государством активного экологического имиджмейкинга.

ПРАКТИЧЕСКИЕ ДЕЙСТВИЯ В СФЕРЕ ИМИДЖМЕЙКИНГА

Так что же нужно сделать для улучшения экологического имиджа российских объектов атомной энергетики? Активный экологический имиджмейкинг должен вестись одновременно по нескольким взаимосвязанным направлениям.

1. *Накопление пабликита капитала*, т.е. систематическое появление в СМИ материалов, позитивно отображающих экологические проблемы, связанные с деятельностью объектов атомной энергетики [14]. Причем материалы должны быть убедительными и связанными с жизнью людей [15]. Например, это могут быть интервью с жителями регионов размещения АЭС, занимающихся сельским хозяйством, репортажи о рекреационном использовании водоемов-охладителей. Обсуждая этот вопрос, хочется обратить внимание на одну интересную закономерность. Люди, проживающие в окрестностях АЭС, не боятся использовать природные ресурсы, например, собирать грибы и ягоды, а приезжающие в этот регион опасаются это делать, но только до тех пор, пока на примере местных жителей они лично не убеждаются в безопасности. В целом экологический имидж АЭС у населения районов, не-

ЭКОЛОГИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

посредственно к ним прилегающих, значительно лучше, чем на удаленных территориях. Задачей накопления пабликитного капитала является стирание, по возможности, этих различий путем постепенной ломки укоренившихся стереотипов мышления. Для выполнения этой задачи может быть использован метод «окон Овертона» [16].

2. Еще более действенной мерой стала бы *организация экскурсионной деятельности*. Основное затруднение в данном случае – это объект показа. Сама по себе демонстрация объекта атомной энергетики, сопровождаемая уверениями в его экологической безопасности, ощутимого результата не принесет. Кроме того, на эти экскурсии не будет достаточного спроса. Задачу можно решить *организацией на базе АЭС природно-технических систем* [17, 18]. Их прообразом являлись создаваемые в советское время при АЭС так называемые энергобиологические комплексы, включающие в себя рыбоводческие, цветоводческие и овощеводческие тепличные хозяйства, продукция которых проходила строгий химический и радиационный контроль. Применяемые технологии демонстрировали безопасность АЭС и представляли интерес для широкого круга специалистов [19, 20]. Кроме того, в современных условиях их можно было бы сделать самоокупаемыми. Существуют большие возможности для расширения подобных природно-технических систем. Например, организация под патронажем объектов атомной энергетики заповедников и заказников, а также содержание в подогреваемых зонах водоемов-охладителей экзотических видов растений и животных.

3. *Включение в образовательные стандарты* и программы среднего и высшего образования *объективных материалов о функционировании объектов атомной энергетики и их роли в формировании окружающей среды в условиях растущей потребности в электроэнергии*. При этом необходимо проводить сравнение различных способов достижения данной цели. Следует также знакомить учащихся с новыми видами объектов, например, плавучими АЭС и инновационными технологиями, снижающими экологические риски. Студенты должны овладевать не только теоретическими знаниями, но и методами практической работы в сфере прикладной экологии [21]. Напротив, материалы, заведомо ложные или тенденциозно подобранные, которые регулярно встречаются в учебных пособиях, должны быть опровергнуты и исключены из учебного процесса.

Перечисленные меры дадут ощутимый результат лишь в том случае, если они будут осуществляться не в рамках отдельных объектов атомной энергетики и даже не в масштабах отрасли. Для повышения общего и экологического имиджа необходима разработка *комплексной государственной программы*. Ее успешная реализация не только улучшит отношение населения страны к объектам атомной энергетики, но и будет способствовать формированию благоприятных экологических условий в районах их размещения. Не менее важным результатом станет повышение конкурентоспособности нашей страны в данном сегменте мировой экономики, где все большее значение приобретает экологический имидж возводимых объектов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Активный имиджмейкинг объектов атомной энергетики и повышение имиджа этой отрасли в целом в современных условиях приобретает все большую социальную и экономическую значимость. Системная государственная поддержка предпринимаемых мер необходима как для дальнейшего развития атомной энергетики внутри страны, так и для повышения ее конкурентоспособности на международном рынке. Кроме того, желание повысить имидж – это действенный фактор, сти-

мулирующий руководство и специалистов объектов атомной энергетики к поиску реальных решений по улучшению состояния окружающей среды.

Литература

1. Lessons from Fukushima and Chernobyl for U.S. public health. / Physicians for Social Responsibility: Briefing Book. – Washington: Spring, 2011. – 24 p.
2. Comparative analysis of Responses after Chernobyl and Fukushima. // Nuclear Monitor: North American Edition. – 2012. – №. 743. – PP. 3-7.
3. Maman M.M.A. Recent Fukushima nuclear detonation, Chernobyl nuclear fallout, three mile island nuclear accident and atomic bomb explosion – rethinking the effects of nuclear radiations over human health // Int. J. Radiat. Res. – 2013. – Vol. 11. – №. 2. – PP. 63-80.
4. Weart S.R. Images of nuclear energy: why people feel the way they do? // IAEA Bulletin. – 1991. – №. 3. – PP. 30-36.
5. Christodouleas J.P., Forrest R.D., Ainsley C.G., Tochner Z., Hahn S.M., Glatstein E.: Short-term and long-term health risks of nuclear power plant accidents. // New Eng. J. Med. – 2011. – №. 364. – PP. 2334-2341.
6. Lelieveld J., Kunkel D., Lawrence M.G. Global risk of radioactive fallout after major nuclear reactor accidents // Atmos. Chem. Phys. – 2012. – №. 12. – PP. 4245-4250.
7. Безносов В.Н., Родионов Б.В., Суздалева А.Л. Формирование экологического имиджа промышленных объектов // Экология производства. – 2007. – № 1. – Вып. 30. – С. 22-26.
8. Anspaugh L.R., Catlin R.J., Goldman M. The global impact of the Chernobyl reactor accident. // Science. – 1988. – №. 242. – PP. 1513-1519.
9. Smith J.T., Beresford N.A. Chernobyl – Catastrophe and Consequences. – Berlin: Springer, 2005. – 310 р.
10. Экологические проблемы атомных электростанций. [Электронный ресурс] URL: <http://mirznanii.com/a/328782/ekologicheskie-problemy-atomnykh-elektrostantsiy> (дата обращения 05.02.2017).
- 11 Суздалева А.Л. Экологические фрустрации и депривации как основа восприятия условий окружающей среды населением урбанизированных территорий. // Экология урбанизированных территорий. – 2015. – № 3. – С. 12-17.
12. Hilgard E.R., Atkinson R.C. Introduction to psychology. – N.Y.; Chicago: Harcourt, Brace & World, 1967. – 686 р.
13. Суздалева А.Л. Формирование экологического имиджа производственной организации и ее продукции. – М.: ИД ЭНЕРГИЯ, 2016. – 416 с.
14. Былкин Б.К., Егоров Ю.А., Емельянов А.Г., Карабань Р.Т., Кириллов В.Ф., Николаевский В.С., Суздалева А.Л. Экологическая безопасность атомных электростанций... Как это понимать? // Известия Академии промышленной экологии. – 2007. – № 2. – С. 57-62.
15. Boorstin D.J. The Image: A Guide to Pseudo-Events in America. – N.Y.: Vintage Books, 1992. – 319 р.
16. Суздалева А.Л., Горюнова С.В. Окна Овертона в развитии современной концепции биосферы и решении глобальных экологических проблем // Биосфера. – 2015. – Т. 7. – № 4. – С. 429-49.
17. Егоров Ю.А., Нигматулин Б.И., Суздалева А.Л., Тихомиров Ф.А. Оценка экологической безопасности АЭС России // Известия ЮФУ. Технические науки. – 2002. – № 6. – Вып. 29. – С. 19-30.
18. Суздалева А.Л. Создание управляемых природно-технических систем. – М.: ИД ЭНЕРГИЯ, 2016. – 160 с.
19. Грудаков А.А., Егоров Ю.А., Куклин В.Е., Лепихов В.В., Нигматулин Б.И., Суздалева А.Л. АЭС, ТЭС и окружающая среда. // Известия ЮФУ. Технические науки. – 1999. – № 4. – Вып. 14. – С. 28-33.
20. Суздалева А.Л., Горюнова С.В. Техногенез и деградация поверхностных водных объектов. – М.: ИД ЭНЕРГИЯ, 2014. – 456 с.

ЭКОЛОГИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

21. Козлов Д.В., Суздалева А.Л. Экологическая модернизация производства. // Деловая слава России. – 2010. – № 2. – Вып. 25. – С. 42-44.

Поступила 20.10.2016 г.

Автор

Суздалева Антонина Львовна, профессор, доктор биологических наук
E-mail: SuzdalevaAL@yandex.ru

UDC 621.039.009 : 659.3

IMPROVING THE GENERAL AND ENVIRONMENTAL IMAGE OF NUCLEAR POWER INDUSTRY OBJECTS

Suzdaleva A.L.

National Research University «Moscow Power Engineering Institute»
14 Krasnokazarmennaya str., Moscow, 111250 Russia

ABSTRACT

The aim of the publication is to introduce a wide range of experts with effective ways to improve the image of the objects of the Russian nuclear power industry. Negative attitude towards them is not determined by their real danger. The main factor, which defines the public opinion, has become the dissemination of biased information about the Chernobyl accident. As a result, a stable psychological association of nuclear power plants and radioactive pollutions of the environment was formed. The negative stereotype of nuclear power plants as high-risk objects for people and the environment has arisen in people minds (environmental fear). For this reason, the environmental image of these objects is the most important part of their overall image. For the successful development of nuclear energy this issue needs to be given increased attention. The establishment of common and positive environmental image will improve public opinion about nuclear facilities in the country and will be an important factor in boosting the competitiveness of Russian projects in the international market. Passive-information opposition of supporters and opponents of nuclear power development is proposed to replace at the active measures to destroy negative stereotypes in mass consciousness. This requires an analysis of the real needs of people and the degree of their satisfaction (frustrations and deprivations). The task of the active imagemaking is the formation in individuals of psychological installation of the importance of nuclear power as a factor in the improvement of their lives. The ways of practical application of the methods of active imagemaking were offered. It was recommended to conduct a comprehensive analysis of massive frustrations and deprivations of the population simultaneously in relation to the moral, economic and environmental aspects of public life. It was concluded about the necessity for government involvement in improving the image of nuclear power facilities.

Keywords: nuclear power industry, stereotype, implicit memory, psychological frustration, psychological deprivation, active and passive imagemaking.

REFERENCES

1. Lessons from Fukushima and Chernobyl for U.S. public health. *Physicians for Social Responsibility: Briefing Book*. Washington, Spring, 2011. 24 p.
2. Comparative analysis of Responses after Chernobyl and Fukushima. *Nuclear Monitor: North American Edition*, 2012, no. 743, pp. 3-7.

3. Mamun M. Recent Fukushima nuclear detonation, Chernobyl nuclear fallout, Three Mile Island nuclear accident and atomic bomb explosion – rethinking the effects of nuclear radiations over human health. *Int. J. Radiat. Res.*, 2013, no. 11, iss. 2, pp. 63-80.
4. Weart S.R. Images of nuclear energy: why people feel the way they do? *IAEA Bulletin*, 1991, no 3, pp. 30-36.
5. Christodouleas J.P., Forrest R.D., Ainsley C.G., Tochner Z., Hahn S.M., Glatstein E. Short-term and long-term health risks of nuclear power plant accidents. *New Eng. J. Med.*, 2011, no. 364, pp. 2334-2341.
6. Lelieveld J., Kunkel D., Lawrence M.G. Global risk of radioactive fallout after major nuclear reactor accidents. *Atmos. Chem. Phys.*, 2012, no. 12, pp. 4245-4250.
7. Beznosov V.N., Rodionov V.B., Suzdaleva A.L. Formation of environmental images of industrial objects. *Ekologiya proizvodstva*, 2007, no. 1, iss. 30, pp. 22-26 (in Russian).
8. Anspaugh L.R., Catlin R.J., Goldman M. The global impact of the Chernobyl reactor accident. *Science*, 1988, no. 242, pp. 1513-1519.
9. Smith J.T., Beresford N.A. *Chernobyl – Catastrophe and Consequences*. Berlin: Springer, 2005. 310 p.
10. *Ehkologicheskie problemy atomnyh elektrostancij* [Ecological problems of nuclear power plants]. Available at: <http://mirznanii.com/a/328782/ekologicheskie-problemy-atomnykh-elektrostantsiy/> (accessed 5 Feb. 2017) (in Russian).
11. Suzdaleva A.L. Ecological frustration and deprivation as the basis perception of environmental conditions by the population of urban areas. *Ekologiya Urbanizirovannyh Territorij*, 2015, no 3, pp. 12-17 (in Russian).
12. Hilgard E.R., Atkinson R.C. *Introduction to psychology*. N.Y.: Chicago: Harcourt, Brace & World, 1967. 686 p.
13. Suzdaleva A.L. *Formirovanie ekologicheskogo imidza proizvodstvennoj organizacii i ee produkci* [The formation of the environmental image of industrial organizations and their products]. Moscow. ID ENERGIYA Publ., 2014. 416 p. (in Russian).
14. Bylkin B.K., Egorov Yu.A., Emelyanov G.A., Karaban R.T., Kirillov V.F., Nikolaevskii V.S., Suzdaleva A.L. Environmental safety of nuclear power plants... How to understand this? *Izvestiya Akademii promyshlennoj ekologii*, 2007, no. 2, pp. 57-62 (in Russian).
15. Boorstin D.J. *The Image: A Guide to Pseudo-Events in America*. N.Y.: Vintage Books, 1992. 319 p.
16. Suzdaleva A.L., Goryunova S.V. Overton windows in developing an up-to-date concept of the biosphere and in tackling the global environmental problems. *Biosfera*, 2015, v. 7, no. 4, pp. 429-449 (in Russian).
17. Egorov Yu.A., Nigmatulin B.I., Suzdaleva A.L., Tihomirov F.A. Estimation of ecological safety of nuclear power plants of Russia. *Izvestiya Yuzhnogo Federal'nogo Universiteta. Inzhenernye nauki*, 2002, no. 6, iss. 29, pp. 19-30 (in Russian).
18. Suzdaleva A.L. *Sozdanie upravlyayemyh prirodno-tehnicheskikh sistem* [Creation of managed natural-technical systems]. Moscow. ID ENERGIYA Publ., 2016. 160 p. (in Russian).
19. Grudakov A.A., Egorov Y.A., Kuklin V.E., Lepikhov V.V., Nigmatulin B.I., Suzdaleva A.L. Nuclear Power Plants, Thermal Power Plants and the environment. *Izvestiya Yuzhnogo Federal'nogo Universiteta. Inzhenernye nauki*, 1999, no. 4, iss. 14, pp. 28-33 (in Russian).
20. Suzdaleva A., Goryunova S. *Tekhnogenez i degradaciya poverhnostnyh vodnyh ob'ektov* [Technogenesis and degradation of surface water objects]. Moscow. ID ENERGIYA Publ., 2014. 456 p. (in Russian).
21. Kozlov D.V. Suzdaleva A.L. Ecological modernization of production. *Delovaya slava Rossii*, 2010, no. 2, iss. 25, pp. 42-44 (in Russian).

Author

Suzdaleva Antonina L'vovna, Professor, Dr. Sci. (Biology)
E-mail: SuzdalevaAL@yandex.ru

УЧЕТ ЭКОНОМИЧЕСКИХ РИСКОВ ПРИ СРАВНИТЕЛЬНОМ АНАЛИЗЕ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ РАЗЛИЧНОЙ СТЕПЕНИ ЗРЕЛОСТИ

А.А. Андрианов*, Ю.А. Коровин*, И.С. Купцов*,

В.М. Мурогов*, О.Н. Андрианова**

*НИИУ «МИФИ»

115409, г. Москва, Каширское шоссе, 31

**АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского»

249033 Россия, г. Обнинск, Калужская обл., пл. Бондаренко, 1



Менее разработанные реакторные технологии характеризуются более высокой степенью неопределенности основных технико-экономических показателей по сравнению с более зрелыми вариантами из-за отсутствия подробной информации о конструкции, оперативных данных, информации о затратах и пр., но ожидаемая производительность таких систем, как правило, более привлекательна по сравнению с более зрелыми опциями. Очевидно, чем больше неопределенность, тем выше экономические риски, возникающие при реализации соответствующего проекта. Поэтому при проведении сравнительных оценок конкурентоспособности и эффективности реакторных технологий разной степени зрелости необходимо учитывать экономические риски, чтобы сбалансировать суждения относительно экономических показателей и ожидаемой производительности рассматриваемых вариантов. Надежной основой для этого является понятийный аппарат теории экономических рисков.

При оценке показателей риска необходимы расчеты характеристик вероятностных распределений индикаторов экономической эффективности и систематическое применение статистических подходов на основе методов Монте-Карло. Рассмотрены результаты демонстрационного анализа оценки показателей риска для различных индикаторов экономической эффективности на примере сравнительного анализа двух гипотетических легководяных реакторных технологий, которые должны быть приняты во внимание при выборе наиболее привлекательного варианта. Применение показателей экономического риска для сравнительной оценки реакторных технологий представляется полезным для лиц, принимающих решения, не знакомых с техническими характеристиками и показателями эффективности реакторных технологий, но информированных о концепциях теории экономических рисков. Такая методология может быть эффективно использована для интерпретации результатов ранжирования в рамках многофакторной сравнительной оценки менее и более зрелых реакторных технологий.

Ключевые слова: реакторные технологии, экономические риски, неопределенность, поддержка принятия решений.

ВВЕДЕНИЕ

Менее разработанным реакторным технологиям присуща более высокая степень неопределенности ключевых технико-экономических показателей, чем более зрелым опциям вследствие отсутствия детальной информации о конструкционных особенностях, эксплуатационных данных, затратах. Однако ожидаемая производительность таких технологий, как правило, представляется более привлекательной по сравнению с более зрелыми вариантами, но чем больше неопределенность, тем выше оказываются экономические риски, возникающие при развертывании соответствующей технологии.

В связи с этим при проведении сравнительной оценки конкурентоспособности и эффективности реакторных технологий разной степени зрелости необходимо учитывать экономические риски, чтобы сбалансировать суждения относительно экономических показателей и ожидаемой производительности рассматриваемых вариантов. Понятийный аппарат теории экономических рисков представляет собой надежную основу для суждений относительно потенциальных затрат, выгод и рисков при сравнении менее и более зрелых реакторных технологий для информирования лиц, принимающих решения и несущих ответственность по вопросам, связанным с развертыванием новых технологий, где необходимо четкое понимание соответствующих рисков, и их принятием.

Следует отметить, что несмотря на актуальность вопросов, связанных с оценкой экономических рисков, возникающих при проектировании, эксплуатации и выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии и их компонентов в рамках крупнейших международных методологических усилий, направленных на оценку и сравнительный анализ систем и компонент ядерной энергетики, должное внимание данным вопросам не уделено [1 – 5]. В то же время рассмотрение соответствующих аспектов может изменить представление относительно сравниваемых опций. Так, например, одним из аргументов в пользу реакторов малой и средней мощности является то, что развертывание систем ядерной энергетики на их основе позволяет снизить риски, связанные с потерей капитальных вложений [6]. Корректная оценка экономических рисков, возникающих при развертывании новых реакторных технологий, может привести к заключению о целесообразности предварительного снижения сопутствующих неопределённостей (в том числе посредством дополнительных НИОКР) прежде чем перейти к их реализации [7].

Для оценки показателей риска (таких как стоимостная мера риска, ожидаемые убытки, «хвост» стоимостной меры риска и др.) необходимы расчеты характеристик вероятностных распределений индикаторов экономической эффективности (чистая приведенная стоимость, текущая стоимость, внутренняя норма прибыли, дисконтированный срок окупаемости, тариф безубыточности и др.) и систематическое применение статистических подходов на основе методов Монте-Карло.

На примере сравнительного анализа двух гипотетических легководяных реакторных технологий (менее и более зрелые опции) представлены результаты демонстрационного анализа оценки ряда показателей экономических рисков для различных индикаторов экономической эффективности с целью демонстрации применимости соответствующих экономических концепций для сравнительного анализа объектов использования атомной энергии, а также возникающих противоречий между показателями экономической эффективности и рисков, которые должны быть приняты во внимание при рассмотрении вопросов, связанных с выбором наиболее привлекательного варианта реакторной технологии для развертывания [8 – 10].

КРИТЕРИИ СРАВНЕНИЯ АЛЬТЕРНАТИВ В УСЛОВИЯХ РИСКА И НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ

При оценке эффективности проектов в энергетике в условиях либерализации энергетических рынков, где хозяйствующим субъектам, в новых условиях стремя-

щимся к максимизации прибыли, предоставлена самостоятельность в принятии решений, стали широко использоваться принципы и критерии, отличные от тех, которые применялись в централизованной экономике, где основным критерием эффективности был критерий минимума общественно необходимых затрат [11 – 12]. Здесь в качестве основной теории выбора эффективных проектов служит теория денежных потоков, где основными критериями эффективности принимаемых решений являются критерии чистой текущей стоимости, дисконтированных затрат, внутренней нормы доходности, срока окупаемости инвестиций и ряд других (табл. 1) [13 – 14].

Таблица 1

Показатели экономической эффективности

Показатель эффективности	Расчетная формула
Чистый дисконтированный доход (<i>NPV</i> – Net Present Value)	$NPV = \sum_{t=T_1}^{T_2} \frac{D_t}{(1+d)^t} - \sum_{t=0}^{T_1} \frac{R_t}{(1+d)^t}$
Дисконтированные затраты (<i>PV</i> – Present Value)	$PV = \sum_{t=0}^{T_2} \frac{R_t}{(1+d)^t}$
Внутренняя норма доходности (<i>IRR</i> – Internal Rate of Return)	Процентная ставка, при которой дисконтированный доход (<i>NPV</i>) равен нулю
Дисконтированный срок окупаемости (<i>DPP</i> – Discounted Payback Period)	Период времени, за который доходы, генерируемые инвестициями, с учетом дисконтирования покроют затраты на инвестиции
Удельные дисконтированные затраты (<i>LC</i> – Levelized Cost)	$LC = \sum_{t=0}^{T_2} \frac{R_t}{(1+d)^t} / \sum_{t=T_1}^{T_2} \frac{W_t}{(1+d)^t}$
D_t – текущие доходы в моменты времени t ; R_t – текущие денежные расходы в моменты времени t ; W_t – текущая энерговыработка; d – норма дисконтирования; T_1 – длительность строительства, лет; T_2 – длительность жизненного цикла проекта, лет; t – дискретное время	

На основании данных показателей проводят многофакторную оценку экономической эффективности и конкурентоспособности проектов развертывания систем и компонент энергетики. В зависимости от постановки задачи используют тот или иной набор показателей эффективности. Например, в случае ориентации на внешнего инвестора главным показателем является чистый дисконтированный доход (*NPV*), зависящий от неопределенного тарифа на электроэнергию. В случае ориентации на собственника (что характерно для современных экономических условий России, когда строительство АЭС, в основном, производится из средств государства) главными показателями оценки экономической эффективности проектов АЭС обычно принимаются интегральные дисконтированные затраты (*PV*). В общем случае необходимо принимать во внимание весь спектр показателей эффективности, которые отражают различные аспекты проекта.

Поскольку риск – категория вероятностная, обусловленная неопределенностью знания будущего, то при оценке показателей риска широко используют вероятностные методы. Неопределённые параметры условий реализации проекта и технико-экономические характеристики проекта определяют результирующую неопределенность в значениях упомянутых показателей экономической эффективности, для каждого из которых могут быть оценены статистические показатели риска. Критерии, которые могут применяться для поддержки принятия решений в условиях риска, характеризуют альтернативы, учитывают особенности соответствующих статис-

тических распределений, что определяет область применения критериев. Ниже перечислены наиболее часто используемые критерии (показатели риска) для сравнения альтернатив в ситуации риска и неопределенности [15 – 16].

- Критерий ожидаемого значения (ME), по которому варианты оценивают по величине математического ожидания (данный показатель может быть рассмотрен как мера экономической эффективности).
- Критерий наиболее вероятного значения (MP), по которому оценкой является вариант, имеющий наибольшую вероятность (данный показатель может быть рассмотрен как еще одна мера экономической эффективности).
- Критерий стоимостной меры риска (VaR , Value at Risk) – это выраженная в денежных единицах оценка величины убытков, которые не превысят ожидаемые потери с заданной вероятностью, равной уровню доверия α . Следовательно, в $1 - \alpha$ случаях убыток составит величину, большую, чем VaR . Таким образом, можно утверждать с вероятностью α , что потери не превысят VaR единиц.
- Критерий ожидаемых убытков (ES , Expected Shortfall) оценивает «хвост» распределения, отсекаемый некоторой заданной границей, и представляет собой математическое ожидание «хвоста» распределения, характеризующего убытки.
- Критерий ($tVaR$, Tail Value at Risk) используется при оценке рисков недостаточности капитала и равен показателю ES , для которого в качестве границы взято значение VaR .

Существуют и другие меры риска (критерии вариабельности, предельного значения и пр.), используемые для сравнения альтернатив в ситуации риска и неопределенности.

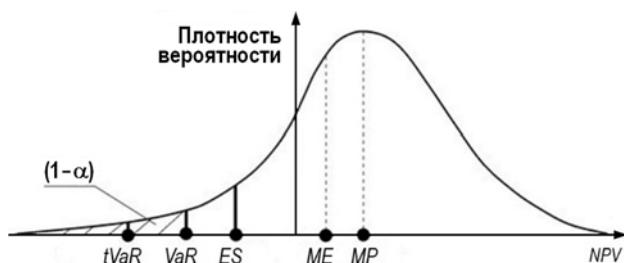


Рис. 1. Взаимное расположение оценок риска по различным показателям

Рисунок 1 на примере распределения показателя NPV представляет расположение оценок по различным критериям риска (отрицательные значения показателя – это убытки, положительные значения – прибыль). Отметим, что рассмотрение ограничено только неопределенностью в значениях технико-экономических параметров системы, и не учтены крупные катастрофические риски, которые еще в большей степени растягивают распределение в область убытков. На модельном примере рассмотрены упомянутые пять критериев.

Одним из популярных в последнее время подходов к анализу неопределенностей является применение статистических методов, предполагающих задание исходных неопределенностей в виде случайных величин с известным законом распределения (методы Монте-Карло) [17]. Статистические методы широко используются для количественной оценки показателей рисков.

Данная методика основана на реализации следующего алгоритма (рис. 2): определение набора входных параметров, влияющих на неопределенность результирующего функционала, формирование наборов исходных входных данных путем случайного выбора значений входных параметров, выполнение расчетов интересующих функционалов, статистическая обработка результатов расчетов и определение оценок статистических характеристик распределений результирующих функционалов.



Рис.2. Схематическое изображение статистического подхода к оценке неопределеностей

Согласно формуле Уилкса [18], при отсутствии информации о функции распределения можно определить доверительный интервал результирующего функционала

$$P\left[\int_{L_1}^{L_2} f(y)dy \geq \beta\right] = \alpha,$$

где α – уровень доверительной вероятности; β – вероятность содержания; L_1, L_2 – границы толерантного предела.

Минимальное необходимое число расчетов N , начиная с которого все значения случайной величины будут лежать внутри двухстороннего толерантного предела, определяется по формуле $1 - \beta^N - N \cdot (1 - \beta) \cdot \beta^{N-1} = \alpha$.

Двухсторонний толерантный предел означает, что с вероятностью, например, 95%, не менее 95% всех возможных реализаций случайной величины y будет лежать в интервале (L_1, L_2) . Поскольку вероятность нахождения случайной величины y в этом интервале есть $0.95 \times 0.95 \approx 0.90$, то полученный интервал можно отождествить с 90%-ым доверительным интервалом.

Число необходимых расчетов, необходимых для построения доверительных интервалов результатов расчета при трех типичных уровнях доверительной вероятности, определяется согласно формуле Уилкса (табл. 2) [19].

Таблица 2
Необходимое количество расчетов для обеспечения уровня надежности

Уровень надежности	Односторонний толерантный интервал			Двухсторонний толерантный интервал		
	0.90	0.95	0.99	0.90	0.95	0.99
0.90	22	45	230	38	77	388
0.95	29	59	299	46	93	473
0.99	44	90	459	64	130	662

ОПИСАНИЕ РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ

Рассмотрим две гипотетические легководяные реакторные технологии (условно, одна из них менее, другая более зрелая) с целью демонстрации процедуры оценки показателей риска для различных индикаторов экономической эффективности и применимости соответствующих экономических концепций для сравнительного анализа объектов использования атомной энергии, а также противоречий между показателями экономической эффективности и рисков.

Исходными данными являются внешние условия (тариф на электроэнергию с шин АЭС, цена ядерного топлива, КИУМ, норма дисконта, ставка налога с прибыли) и технико-экономические параметры блока (установленная электрическая мощность, срок строительства, удельная стоимость строительства, постоянные расходы на эксплуатацию и ремонт, глубина выгорания топлива, КПД установки, доля капитальных вложений по годам). Базовый набор исходных данных представлен в табл. 3. Предполагается, что все значения параметров распределены равномерно в указанных в таблице границах.

Таблица 3

Исходные данные

Параметр	Более зрелая технология	Менее зрелая технология
<i>Внешние условия</i>		
Тариф, цент/кВт ч		8
Ставка дисконтирования, %		7
Ставка налога с прибыли, %		0
<i>Характеристики системы</i>		
Установленная мощность, МВт(э)		1200
Время эксплуатации, лет		60
Сроки строительства, лет	6 – 8	4 – 9
Удельные капитальные затраты, \$/кВт(э)	5000 – 6000	4000 – 7000
Постоянные расходы на эксплуатацию и ремонт, млн. долл. в год	30 – 40	20 – 50
Выгорание, МВт(т) дней/кг U	45 – 50	50 – 55
КПД, %/100	0.33 – 0.34	0.34 – 0.35
КИУМ, %/100	0.8 – 0.85	0.85 – 0.9
Стоимость ядерного топлива, \$ за кг U	600 – 700	500 – 900

На основании данных таблицы рассчитываются ежегодные капитальные затраты, расходы на топливо, текущие затраты, что позволяет оценить показатели эффективности инвестиционного проекта по строительству АЭС на базе соответствующей реакторной технологии. При оценке вероятных значений показателей экономической эффективности методом Монте-Карло при различных наборах исходных параметров для обеспечения статистической значимости получаемых результатов генерируется 10000 вариантов. Показатель уровня доверия α для расчета VaR выбран равным 95%.

РЕЗУЛЬТАТЫ

На рисунке 3 представлены трубка неопределенности и средние значения чистой кумулятивной текущей стоимости (NPI) на жизненном цикле инвестиционного проекта в миллионах долларов для рассматриваемых двух вариантов технологий. Традиционно можно выделить два участка: поток накопленных капитальных вложений в строитель-

ЭКОНОМИКА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

ство объектов при заданной длительности строительства и чистая кумулятивная текущая стоимость на участке эксплуатации объекта от начала эксплуатации объекта до конца жизненного цикла.

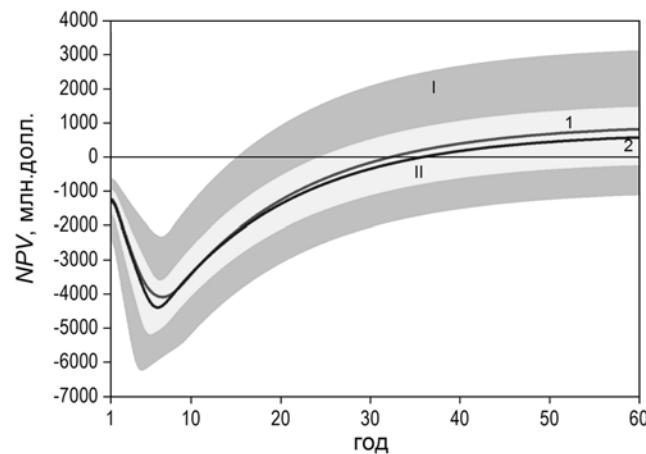


Рис. 3. Трубка неопределенности и средние значения чистого дисконтированного дохода (NPV): 1 – среднее значение NPV для менее зрелой технологии; 2 – среднее значение NPV для более зрелой технологии; I – неопределенность в значениях NPV для менее зрелой технологии; II – неопределенность в значениях NPV для более зрелой технологии

Ожидаемые (средние) значения показателя чистой кумулятивной текущей стоимости в 60-м году составят 596 и 840 млн. долл. для более и менее зрелой технологий соответственно. Верхняя и нижняя границы трубки неопределенности составляют -210, 1473 и -1072, 3153 млн. долл. для более и менее зрелой технологий соответственно. Как видно, ожидаемое (среднее) значение NPV выше для менее зрелой технологии, но при этом и разброс возможных значений данного показателя оказывается большим, что приводит к более высоким значениям показателей риска.

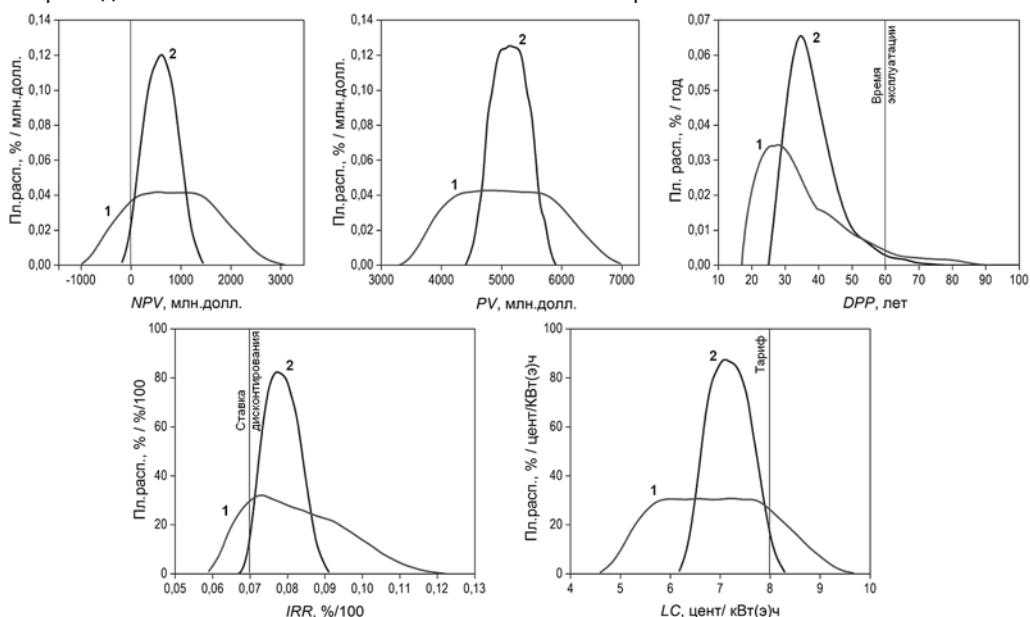


Рис. 4. Плотность распределения вероятности показателей экономической эффективности: 1 – менее зрелая технология; 2 – более зрелая технология

Плотности распределения вероятности показателей экономической эффективно-

сти на 60-й год приведены на рис. 4, где также указаны граничные значения показателя, при которых проект становится убыточным.

- Срок окупаемости объекта (DPP) определяется как точка пересечения накопленного потока с горизонтальной осью, где значение NPV равно нулю. Поскольку инвестор начнет получать доход от проекта только при временах больших, чем срок окупаемости, очевидно, что срок окупаемости должен быть значительно меньше длительности жизненного цикла.
- Внутренняя норма доходности проекта (IRR) – это процентная ставка, при которой NPV равен нулю. Считается, что чем выше значение IRR и больше разница между ее значением и заданной ставкой дисконта, тем устойчивее данный проект.
- Показатель удельных дисконтированных затрат LC (иное название – тариф безубыточности) должен быть меньше, чем установленный тариф; в этом случае проект можно считать прибыльным.
- Если инвестором является собственник, например, государство, то основным показателем экономической эффективности будут дисконтированные затраты (PV), которые необходимо минимизировать.

На основании данных статистических распределений с учетом требования безубыточности проекта могут быть определены значения показателей рисков. Значения рассмотренных пяти показателей ожидаемой экономической эффективности и рисков для показателя NPV приведены для обеих опций на рис. 5.

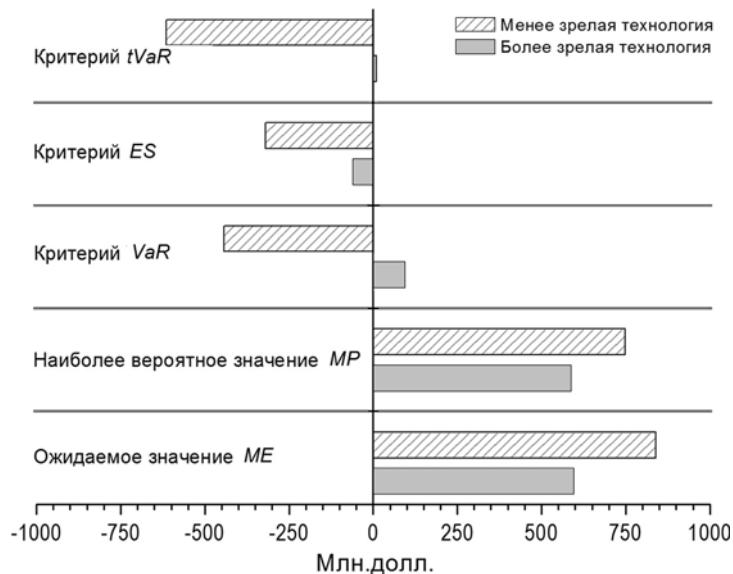


Рис. 5. Значения показателей экономических рисков

Данные результаты говорят о том, что несмотря на более привлекательную по сравнению с более зрелой опцией ожидаемой экономической эффективности (по критериям ME, MP) для менее зрелой технологии, все рассмотренные показатели экономических рисков ($tVaR, ES, VaR$) для менее зрелой технологии оказываются существенно выше (по модулю) соответствующих значений для более зрелого варианта в связи с более высокой степенью неопределенности их основных технико-экономических показателей. Так, например, ожидаемое значение NPV у менее зрелой опции в 1.4 раза выше соответствующего значения более зрелой, однако при этом и все показатели риска оказываются выше у менее зрелой опции: 4.6, 5.2 и 61.4 соответственно для показателей VaR, ES и $tVaR$. Следует отметить, что показатели VaR и $tVaR$ оказываются положительными для более зрелой опции, что говорит о

ЭКОНОМИКА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

том, что более зрелая опция в состоянии принести прибыль, на которую можно рассчитывать с заданным уровнем уверенности, даже в случае реализации неблагоприятных условий, в то время как менее зрелая опция при той же степени уверенности принесет убытки, которые придется покрывать за счет собственных средств. Представленные результаты демонстрируют, что принятие во внимание показателей экономических рисков может изменить представление о привлекательности реакторных технологий: ожидаемое улучшение производительности может быть несопоставимо с возрастанием рисков, связанных с реализацией нового технологического решения.

Очевидно, что представленный анализ не может лечь в основу реальных управленческих решений ввиду того, что он носит демонстрационный качественный характер, и информационная база исследования ограничена. Также остается открытым вопрос о выборе наиболее подходящих показателей экономической эффективности и рисков, который в каждом конкретном случае должен решаться с учетом специфики ситуации, наличия необходимых данных для оценки, сопутствующих неопределенностей и пр. Упомянутые пункты – это те аспекты, которые необходимо принимать во внимание в том случае, если возникнет потребность использовать подобный подход для выработки реальных ориентированных на риск управленческих решений в части поиска наиболее целесообразной сбалансированной по различным затратам, выгодам и рискам технологической опции для последующего развертывания.

Для повышения степени обоснованности результатов анализа и уровня доверия к ним необходима организация экспертизы с привлечением пропонентов и оппонентов разных технических концепций для выработки единого набора показателей экономической эффективности и рисков для оценки, а также фиксации всех сценарных и модельных предположений, неопределенностей. Для выбора окончательного решения полезными могут явиться формальные методы поддержки принятия решений (в том числе с учетом неопределенности) – методы дискретного анализа решений, которые получили широкое распространение для выработки решений в разных предметных областях и позволяющие провести агрегацию противоречивых показателей эффективности (в данном случае показателей экономической эффективности и экономических рисков) с учетом суждений и предпочтений экспертов и лиц, принимающих решения. В случае реализации такой экспертизы может быть выполнена объективная, основанная на количественном анализе, оценка затрат, выгод и рисков, связанных с каждым из вариантов, что способствует поиску и обоснованию наиболее взвешенного из них.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Показано, что применение показателей экономического риска для сравнительной оценки реакторных технологий представляется полезным для коммуникации с лицами, принимающими решения, которые не знакомы с техническими характеристиками и показателями эффективности реакторных технологий, но информированы о концепциях теории экономического риска. Терминология на основе показателей риска может быть эффективно использована для интерпретации результатов ранжирования в рамках многофакторной сравнительной оценки менее и более зрелых реакторных технологий. Представленный гипотетический пример продемонстрировал основные тенденции, связанные с влиянием неопределенности при сравнительной оценке менее и более зрелых реакторных технологий, и позволил указать направления, как подобного рода анализ может быть учтен в рамках работ по сравнительной оценке объектов использования атомной энергии и их компонентов.

Литература

1. Technical Reports Economic Evaluation of Bids for Nuclear Power Plants, IAEA Series No 396. – Vienna, 2000. – 224 p.
2. Cost estimating guidelines for GENERATION IV nuclear energy systems, Revision 4.2. September 26, 2007. Available at: https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2013-09/emwg_guidelines.pdf.
3. IAEA. Financing of New Nuclear Power Plants. IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-4.2, Vienna, 2008. Available at: http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1345_web.pdf.
4. NEA OECD. The Financing of Nuclear Power Plants. June 2009. Available at: <https://www.oecd-nea.org/ndd/reports/2009/financing-plants.pdf>.
5. IAEA. INPRO Methodology for Sustainability Assessment of Nuclear Energy Systems: Economics. IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-4.4, Vienna, 2014, Available at: http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1653_web.pdf.
6. NEA OECD. Current Status, Technical Feasibility and Economics of Small Nuclear Reactors, Nuclear Development, June 2011. Available at: <http://www.oecd-nea.org/ndd/reports/2011/current-status-small-reactors.pdf>.
7. Andrianov A.A., Kuptsov I.S., Murogov V.M. Towards sustainable nuclear power development. // atw: International journal for nuclear power. – 2014. – Vol. 59. – Iss. 5. – PP. 287-293.
8. Andrianov A.A., Kanke V.A., Kuptsov I.S., Murogov V.M. Reexamining the Ethics of Nuclear Technology. // Science and Engineering Ethic. – 2015. – Vol. 21. – Iss. 4. – PP. 999-1018. DOI 10.1007/s11948-014-9578-0.
9. Andrianov A., Kuznetsov V., Kuptsov I., Fesenko G. INPRO activities on development of advanced tools to support judgement aggregation for comparative evaluation of nuclear energy systems. // Science and Technology of Nuclear Installations. – 2014. – Vol. 2014. Article ID 910162, 15 pages. DOI: 10.1155/2014/910162.
10. Kuznetsov V., Fesenko G., Schwenk-Ferrero A., Andrianov A., Kuptsov I. Innovative Nuclear Energy Systems: State-of-the Art Survey on Evaluation and Aggregation Judgment Measures Applied to Performance Comparison. // Energies. – 2015. – Vol. 8. – PP. 3679-3719.
11. Expansion Planning for Electrical Generating Systems: A Guidebook. Technical Reports Series No. 241. – 1984, IAEA, Vienna.
12. Silvennoinen P. Nuclear Fuel Cycle Optimization: Methods and Modelling Techniques. – Pergamon Press, 1982, New York.
13. Belli P., Anderson J., Barnum H., Dixon J., Tan J-P. Handbook on economic analysis of investment operations, Operational Core Services Network Learning and Leadership Center, 1998, World Bank.
14. Daniel K. Net Present Value (NPV) Definition. Investopedia, 2003. Available at: <http://www.investopedia.com/terms/n/npv.asp>.
15. Holton Glyn A. Value at Risk: Theory and Practice. – Academic Press, 2003. ISBN-10: 0123540100, ISBN-13: 978-0123540102.
16. Artzner P.; Delbaen F.; Eber J. M.; Heath D. Coherent Measures of Risk. // Mathematical Finance. – 1999. – Vol. 9. – Iss. 3. – P. 203. DOI:10.1111/1467-9965.00068.
17. Vose D. Risk Analysis, A Quantitative Guide (Third ed.). – John Wiley & Sons, 2008.
18. Wilks S.S. Determination of sample sizes for setting tolerance limits. // Annals of Mathematical Statistics. – 1941. – Vol. 12. – No. 1. – PP. 91-96.
19. Glaeser H. GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications. // Science and Technology of Nuclear Installations. – 2008. – Vol. 2008. – 7 pages. – Article ID 798901. DOI:10.1155/2008/798901.

Поступила в редакцию 01.12.2016 г.

Авторы

Андринов Андрей Алексеевич, доцент, к.т.н.

E-mail: andreyandrianov@yandex.ru

Коровин Юрий Александрович, проф., д.ф.-м.н.,

E-mail: korovinyu@mail.ru

Купцов Илья Сергеевич, доцент, к.ф.-м.н.
E-mail: kuptsov_ilia@list.ru

Мурогов Виктор Михайлович, д.т.н., проф.
E-mail: victor_murogov@mail.ru

Андрианова Ольга Николаевна, с.н.с., к.т.н.
E-mail: oandrianova@ippe.ru

UDC 621.039.003

COMPARATIVE EVALUATION OF NUCLEAR REACTOR TECHNOLOGIES OF DIFFERENT MATURITY LEVELS ON ECONOMIC RISK MEASURES

Andrianov A.A.*, Korovin Yu.A.*, Kuptsov I.S.*,
Murogov V.M.*, Andrianova O.N.**

* NRNU «MEPhI»,
31 Kashirskoe shosse, Moscow, 115409 Russia

**JSC «SSC RF – Institute for Physics and Power Engineering»
1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

Less mature nuclear reactor technologies are characterized by a greater uncertainty due to insufficient detailed design information, operational data, cost information, etc., but the expected performance characteristic of the less mature options are usually more attractive in comparison with the more mature ones. The greater uncertainty is, the higher economic risks associated with the project realization will be. In this regard, within a competitiveness comparative evaluation of less and more mature nuclear reactor technologies, it is necessary to apply economic risk measures to balance judgments regarding economic performance of less and more mature options. The economic risk terminology provides a good basis for judgments regarding risks-benefits associated with less and more mature nuclear reactor technologies to inform a decision-maker whose decisions should be responsible with a clear recognition of the risks and risks acceptance.

An evaluation of any risk metrics (such as, Value-at-Risk, expected shortfalls, tail Value-at-Risk) assumes calculations of different characteristics of probability distributions of associated economic and financial performance indicators (net present value, present value, internal rate of return, discounted payback period, leveled cost) and requires application of a Monte-Carlo based statistical analysis. An examination of applicability of statistical risk measures for different economic and financial performance indicators including uncertainty treatment techniques is presented in the report within a trial case study on a comparative evaluation of less and more mature unspecified LWRs. Based on the case study, it was possible to demonstrate a contradiction between the risks and performance for a set of economic efficiency indicators.

It is shown that application of economic risk metrics for nuclear reactor technology assessments and comparative evaluations seems useful to communicate with decision makers who are not familiarized with technical features and performance indicators but

informed about economic risk concepts. The risk-based terminology may be effectively used to provide an interpretation of ranking results within a comparative evaluation of less and more mature nuclear reactor options. The presented simple case study has demonstrated the main trends associated with uncertainties incorporated into a comparative evaluation of less and more mature nuclear reactor technologies and lessons learned from the study should be further worked out for their accounting within comparative evaluation endeavors.

Key words: economic risks, decision-making, comparative evaluation, reactor technologies, uncertainty.

REFERENCES

1. Technical Reports Economic Evaluation of Bids for Nuclear Power Plants, IAEA Series No 396. – Vienna, 2000. – 224 p.
2. Cost estimating guidelines for GENERATION IV nuclear energy systems, Revision 4.2. September 26, 2007. Available at: https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2013-09/emwg_guidelines.pdf.
3. IAEA. Financing of New Nuclear Power Plants. IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-4.2, Vienna, 2008. Available at: http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1345_web.pdf.
4. NEA OECD. The Financing of Nuclear Power Plants. June 2009. Available at: <https://www.oecd-nea.org/ndd/reports/2009/financing-plants.pdf>
5. IAEA. INPRO Methodology for Sustainability Assessment of Nuclear Energy Systems: Economics. IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-4.4, Vienna, 2014, Available at: http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1653_web.pdf
6. NEA OECD. Current Status, Technical Feasibility and Economics of Small Nuclear Reactors, Nuclear Development, June 2011. Available at: <http://www.oecd-nea.org/ndd/reports/2011/current-status-small-reactors.pdf>
7. Andrianov A.A., Kuptsov I.S., Murogov V.M. Towards sustainable nuclear power development. *atw: International journal for nuclear power*. 2014, v. 59, iss. 5, pp. 287–293.
8. Andrianov A.A., Kanke V.A., Kuptsov I.S., Murogov V.M. Reexamining the Ethics of Nuclear Technology. *Science and Engineering Ethic*. 2015, v. 21, iss. 4, pp. 999–1018. DOI: 10.1007/s11948-014-9578-0.
9. Andrianov A., Kuznetsov V., Kuptsov I., Fesenko G. INPRO activities on development of advanced tools to support judgement aggregation for comparative evaluation of nuclear energy systems. *Science and Technology of Nuclear Installations*. 2014, v. 2014, 15 p. DOI: 10.1155/2014/910162.
10. Kuznetsov V., Fesenko G., Schwenk-Ferrero A., Andrianov A., Kuptsov I. Innovative Nuclear Energy Systems: State-of-the Art Survey on Evaluation and Aggregation Judgment Measures Applied to Performance Comparison. *Energies*. 2015, v. 8, pp. 3679–3719.
11. Expansion Planning for Electrical Generating Systems: A Guidebook. Technical Reports Series No. 241, 1984, IAEA, Vienna.
12. Silvennoinen P. Nuclear Fuel Cycle Optimization: Methods and Modelling Techniques. Pergamon Press, 1982, New York.
13. Belli P., Anderson J., Barnum H., Dixon J., Tan J-P. Handbook on economic analysis of investment operations, Operational Core Services Network Learning and Leadership Center, 1998, World Bank.
14. Daniel K. Net Present Value (NPV) Definition. Investopedia, 2003. Available at: <http://www.investopedia.com/terms/n/npv.asp>.
15. Glyn A. Holton. Value at Risk: Theory and Practice. Academic Press; 1-st edition (March 12, 2003), ISBN-10: 0123540100, ISBN-13: 978-0123540102.
16. Artzner P., Delbaen F., Eber J. M., Heath D. Coherent Measures of Risk. *Mathematical Finance*. 1999, v. 9, iss. 3, 203. DOI: 10.1111/1467-9965.00068.
17. Vose D. Risk Analysis, A Quantitative Guide (Third ed.), 2008, John Wiley & Sons.
18. Wilks S.S. Determination of sample sizes for setting tolerance limits. *Annals of*

Mathematical Statistics. 1941, v. 12, no. 1, pp. 91-96.

19. Glaeser H., GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications. *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2008, v. 2008, Article ID 798901, 7 pages. DOI: 10.1155/2008/798901.

Authors

Andrianov Andrey Alekseevich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: andreyandrianov@yandex.ru

Korovin Yuri Aleksandrovich., Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.), Head of Department
E-mail: korovinyu@mail.ru

Kuptsov Ilya Sergeevich, Associate Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: kuptsov_ilia@list.ru

Murogov Victor Michailovich., Professor, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: victor_murogov@mail.ru

Andrianova Olga Nikolaevna, Senior Researcher, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: oandrianova@ippe.ru