

НАЦИОНАЛЬНАЯ АКАДЕМИЯ НАУК БЕЛАРУСИ  
ГОСУДАРСТВЕННОЕ НАУЧНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ  
«ОБЪЕДИНЕННЫЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ И ЯДЕРНЫХ  
ИССЛЕДОВАНИЙ – СОСНЫ»

МЕЖДУНАРОДНЫЙ СОЮЗ ВЕТЕРАНОВ АТОМНОЙ  
ЭНЕРГЕТИКИ И ПРОМЫШЛЕННОСТИ

VIII Международная конференция  
«Атомная энергетика,  
ядерные и радиационные  
технологии XXI века»

ТЕЗИСЫ  
ДОКЛАДОВ

Минск  
23–26 июня 2020 г.

VIII Международная конференция «Атомная энергетика, ядерные и радиационные технологии XXI века»: тезисы докладов, Минск, 23–26 июня 2020 г. / Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси. – Минск, 2020. – 49 с.

Тезисы докладов посвящены вопросам проектирования и эксплуатации АЭС, моделирования процессов в атомной энергетике, обращения с радиоактивными отходами, ядерной и радиационной безопасности ядерных установок, ядерно-физических технологий, деятельности коммуникативных сообществ, лицензирования в области использования атомной энергии.

Тезисы представлены в авторском изложении с корректорскими правками.

Редакционная коллегия:

канд. физ.-мат. наук А.В. Кузьмин, докт. физ.-мат. наук В.И. Кувшинов,  
канд. техн. наук Т.Н. Корбут, докт. техн. наук А.Г. Трифонов,  
ученый секретарь А.В. Радкевич

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь  
e-mail: Silver@sosny.bas-net.by*

## **РАДИОТОКСИЧНОСТЬ ОБЛУЧЕННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА ВВЭР-1200 В ЗАВИСИМОСТИ ОТ ВЫГОРАНИЯ И ВРЕМЕНИ ВЫДЕРЖКИ**

В мире существует три концепции, касающиеся управления отработавшим топливом: переработка материала на радиохимических заводах для повторного использования урана и плутония в топливном цикле; непосредственное его захоронение и долгосрочное хранение с решением об окончательной утилизации, оставленным на более поздний срок.

К минорным актиноидам относятся долгоживущие и относительно долгоживущие изотопы нептуния, америция и кюрия, нарабатываемые в ядерных реакторах.

Когда топливо извлекается из реактора, активность плутония и минорных актиноидов незначительна по сравнению с активностью продуктов деления. Актиноиды имеют гораздо более длительный период полураспада, чем большинство продуктов деления, что создает проблему для длительного хранения радиоактивных отходов. Тяжелые ядра испускают альфа-излучение, которое, будучи поглощенным в организм, более опасно, чем бета-излучение, испускаемое продуктами деления. Эта потенциальная радиотоксичность и является прямой опасностью. Примерно через 200 лет активность и потенциальная токсичность минорных актиноидов в радиоактивных отходах будут выше, чем у быстро распадающихся (для сравнения) продуктов деления. Из этого следует важность оценки радиологических характеристик изотопов плутония и минорных актиноидов для реакторов нового поколения ВВЭР-1200.

С использованием программного комплекса MCU-PD были выполнены расчеты активности (Бк/т U) изотопов плутония ( $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ) и минорных актиноидов ( $^{237}\text{Np}$ ,  $^{239}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{242}\text{Am}$ ,  $^{242\text{m}}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{242}\text{Cm}$ ,  $^{243}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{245}\text{Cm}$ ) для значений глубины выгорания отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) от 50 до 75 ГВт·сут/т U на момент остановки реактора.

Представлены данные по радиотоксичности одной тонны ОЯТ реактора ВВЭР-1200 в диапазоне выгораний от 50 до 75 ГВт·сут/т U и для времени выдержки от 0 до 100000 лет.

На основании этих данных предложена аппроксимационная зависимость, позволяющая определять радиотоксичность ОЯТ в диапазоне выгораний от 50 до 75 ГВт·сут/т U и для времени выдержки от 10 до 100000 лет. Эти данные могут быть применены, если используется открытый ядерный топливный цикл и когда ОЯТ должно быть помещено в хранилище без разделения, потому что фракция плутония является основным источником радиотоксичности на очень длительный срок хранения.

Отдельно представлены данные для процентных соотношений от общей радиотоксичности изотопов плутония и минорных актиноидов. Эти данные могут быть применены, если используется закрытый ядерный топливный цикл с повторным использованием плутония в качестве ядерного топлива и с применением методов радиохимической обработки, когда минорные актиноиды следует хранить отдельно.

Приведенные данные по радиотоксичности изотопов плутония и минорных актиноидов могут быть полезны, чтобы разрабатывать оптимальные стратегии снижения радиотоксичности, используя методологию трансмутации.

**М.Л. Жемжуров, Г.М. Жмура, Г.З. Серебряный, И.Е. Рубин,  
Н.М. Днепровская, Н.А. Тетерева, И.В. Руденков, Л.Ф. Бабичев,  
К.А. Грибанова, В.Г. Ковалевич**

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь  
E-mail: Silver@sosny.bas-net.by*

**ОЦЕНКА ОБЪЕМОВ ПОДЛЕЖАЩИХ ГЛУБИННОМУ ЗАХОРОНЕНИЮ  
РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ В РЕЗУЛЬТАТЕ  
АКТИВАЦИИ КОНСТРУКЦИОННЫХ И ЗАЩИТНЫХ МАТЕРИАЛОВ  
РЕАКТОРА ВВЭР-1200 БЕЛОРУССКОЙ АЭС**

Радиационная опасность при выводе из эксплуатации ядерных установок, в которых генерируются интенсивные потоки нейтронного излучения за счет протекающей в них цепной реакции деления, определяется наведенной радиоактивностью за счет активации части оборудования, систем, конструкционных и защитных материалов, а также, отчасти, загрязнения их радионуклидами в процессе эксплуатации. Данные факторы в значительной степени определяют объемы радиоактивных отходов (РАО) на стадии вывода из эксплуатации.

В связи с этим как научный, так и практический интерес представляет изучение пространственного распределения продуктов активации материалов, оборудования и конструкций (корпус реактора, внутрикорпусные устройства, «сухая» и биологическая защита, железобетонная шахта реактора) при облучении их нейтронами, генерируемыми в активной зоне реактора.

Одной из основных проблем при выводе из эксплуатации блока АЭС является проблема переработки и удаления для последующего хранения или захоронения радиоактивных отходов, которые будут образовываться при демонтаже реактора и радиоактивных конструкций блока. В настоящее время в Беларуси отсутствуют хранилища и могильники РАО, требуемые при выводе из эксплуатации блока атомной электростанции. При проработке вопроса о сооружении пункта захоронения высокоактивных РАО (ВАО) и долгоживущих среднеактивных отходов (ДСАО), образуемых в результате эксплуатации Белорусской АЭС в глубокой геологической формации, необходимо знать их объемы.

Оценка ВАО и ДСАО активационного происхождения после окончательного останова АЭС выполнена на основании расчетных исследований наведенной активности конструкционных и защитных материалов реактора ВВЭР-1200 с использованием реакторных и Монте-Карло программных кодов – SERPENT2, TBC-M, DYN3D и MCU-PD.

**Г.В. Макаревич, И.А. Сальникова, В.В. Сасковец**

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь  
e-mail: makarevich.g@gmail.com*

## **ИЗУЧЕНИЕ ПРОЦЕССА ВАКУУМНОЙ ДЕГАЗАЦИИ ЛИТЕЙНОГО АЛЮМИНИЕВОГО СПЛАВА АК12**

Пиролитическое хромирование позволяет получать качественные карбидохромовые покрытия на деформируемых алюминиевых сплавах. Однако на литейных алюминиевых сплавах это не всегда удается сделать. Причиной тому повышенное содержание газа, в основном водорода, в литейных сплавах, который диффундирует в вакуум при высокой температуре и препятствует химическому осаждению покрытий из паровой фазы металлоорганических соединений. Для успешного осаждения карбидохромовых покрытий предлагается проводить предварительную дегазацию изделий. В данной работе изучались закономерности вакуумной экстракции водорода из приповерхностных слоев образцов сплава АК12.

Проведенные исследования показали, что в сплаве присутствует значительное количество газа, причем большая часть инклюдированного газа находится именно в порах. Косвенно получены аргументы в пользу сторонников той теории, что водород, запертый в порах, не выходит в вакуум при нагреве образца. Диффундирует через поверхность только газ из твердого раствора приповерхностных участков. Выход же газа из глубины твердого раствора не столь значителен, чтобы повредить осаждаемому пиролитическому покрытию.

Проведенные исследования дают практическую основу для пиролитического хромирования литых силуминовых деталей. В случае несовершенного газоотведения при литье и наличия участков с повышенным газосодержанием, можно применить предварительную вакуумную дегазацию, чтобы избежать брака при осаждении пиролитических карбидохромовых покрытий.

## **ПРОБЛЕМЫ И ПЕРСПЕКТИВЫ МАЛОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

Генеральной линией развития атомной энергетики на протяжении всей ее истории являлись наращивание единичной мощности энергоблоков и создание на их основе крупных АЭС. С момента появления первой станции мощности реакторных установок выросли с 50 до 1600 МВт, и в мире прослеживалось устойчивое мнение, что необходимы только блоки в 1000 и более МВт.

Разработка и создание реакторов малой и средней мощности ограничивались, главным образом, для транспортных и исследовательских установок. Большинство современных программ развития атомной энергетики базируется на блоках мощностью 1000–1600 МВт, однако, вопрос оптимальной единичной мощности энергоблока до конца нигде и никем не исследован.

Для обеспечения нормальной эксплуатации АЭС на ней существуют сложные безопасности аварийного охлаждения и дорогостоящая инфраструктура обращения с отработавшим ядерным топливом. Для малых АЭС инфраструктура обращения с ОЯТ может быть вынесена за пределы станции, включая создание мобильного перегрузочного комплекса, общего для нескольких энергоблоков.

Массогабаритные характеристики малых энергоблоков позволяют организовать их серийное изготовление, испытание и загрузку топлива в заводских условиях и поставку в готовом виде на площадку при одновременной подготовке площадки. Для вывода из эксплуатации энергоблок доставляется на специализированное предприятие, где проводятся все ядерно- и радиационно-опасные работы.

По классификации МАГАТЭ к малым относятся реакторы мощностью до 300 МВт (эл.). Они серийно изготавливаются и загружаются топливом в заводских условиях перед доставкой на площадку, характеризуются особой компоновкой основного оборудования и концепцией использования и именуются «малые модульные реакторы» – ММР.

Кроме производства электроэнергии ММР могут использоваться для производства бытового тепла и технологического пара, опреснения, очистки сточных вод, производства водорода, выпуска химической продукции и для анклавных территорий работать в режиме когенерации. Таким образом, ММР могут занять свою долю в диверсифицированном энергобалансе, работая в отсутствие подключения к энергосетям.

МАГАТЭ уделяет большое внимание созданию и практическому использованию ММР и координирует усилия стран, направленные на разработку различных типов ММР. На разных стадиях разработки находятся около 50 проектов и концепций ММР, которые включают все основные виды реакторов: легководные, тяжеловодные, газоохлаждаемые, а также с жидкометаллическим теплоносителем и на расплавах солей.

подавляющее большинство ММР представляют концептуальные проекты и только десяток проработаны до рабочей документации, а начавшие процедуру лицензирования – единицы. Единственной действующей малой АЭС является плавучий энергоблок «Академик Ломоносов» с двумя легководными реакторами КЛТ-40С и три находятся в стадии строительства: легководный CAREM-25 в Аргентине и два в Китае (легководный АСР-100 и высокотемпературный газоохлаждаемый НТР-РМ).

Среди близких к реализации проектов ММР американский NuScale мощностью 60 МВт(эл.), американо-японский кипящий BWRX-300 и российский РИТМ-200, созданный на базе ледокольного реактора нового поколения и адаптированный к требованиям и условиям наземной АЭС.

Проблемами внедрения ММР являются концепции их функционирования и нормативная правовая база. Нормативы и рекомендации МАГАТЭ одинаковы для ЭБ мощностью 50 и 1500 МВт и не учитывают специфику АСММ. Отсутствует нормативное правовое обеспечение транспортировки энергоблоков с загруженным свежим и отработавшим ядерным топливом.

Рассматривая проекты ММР, можно сделать вывод, что в мире осуществляются практические шаги по их созданию, а одной из главных проблем успешного развития малой атомной энергетики является создание специальной нормативной правовой базы.

## АЛЬФА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ИЗОТОПОВ ПЛУТОНИЯ С РАДИОХИМИЧЕСКОЙ ПОДГОТОВКОЙ ОБРАЗЦОВ

Следствием деятельности человека в области создания и испытания ядерного оружия, а также мирного использования атомной энергии стало масштабное поступление техногенных радионуклидов в окружающую среду [1]. Основным источником загрязнения объектов окружающей среды радионуклидами являются последствия испытания ядерного оружия – глобальные выпадения [2].

Республика Казахстан является страной, которая широко представляет все виды деятельности, связанные с ядерной тематикой. Это добыча и переработка урана, а также ядерные испытания как в военных, так и в мирных целях. Одним из крупнейших испытательных полигонов, находящихся на территории Республики Казахстан, является Семипалатинский испытательный ядерный полигон.

На примере почв Семипалатинского испытательного полигона, где объекты окружающей среды имеют историческое загрязнение вследствие ядерных испытаний, рассмотрена актуальная научная проблема по определению активности изотопов плутония. Рассмотрены основные стадии альфа-спектрометрического определения изотопов плутония с предварительной радиохимической подготовкой.

В работе рассмотрены три метода разрушения матрицы почвы для извлечения радионуклидов – выщелачивание, кислотное вскрытие и полное кислотное разложение. Экспериментальным путем определено, что полное кислотное разложение с применением смеси HF:HNO<sub>3</sub> наиболее эффективно позволяет извлечь изотопы плутония из образцов почвы. Анализ результатов, полученных при сравнительной оценке методов разделения и очистки изотопов плутония, позволяет выбрать недорогой и достаточно эффективный материал – анионит АВ-17-8.

Рассмотрены наиболее часто используемые методы получения счетных образцов для альфа-спектрометрии – соосаждение изотопов плутония с редкоземельными элементами (РЗЭ) и электролитическое осаждение. Исследования показали применимость двух методов получения счетных образцов. В первом случае средний химический выход составил 65 %, во втором – 73 %. В обоих случаях средний химический выход близок к 70 %. Однако, при соосаждении изотопов плутония с РЗЭ количество результатов с выходом более 70 % – 3 из 10. А при применении электролитического осаждения – 7 из 10. Получены результаты сравнительной оценки химического выхода изотопов плутония образцов почвы, осажденных на электролитических установках с разной стабильностью напряжения.

Представленные экспериментальные данные существенно продвинули методическую базу в области аналитических методов выделения и разделения долгоживущих радионуклидов трансурановых элементов в объектах окружающей среды для территорий с напряженной радиационной обстановкой.

### Список использованных источников

1. P. Thakur, H. Khaing, S. Salminen-Paatero, 2017. Plutonium in the atmosphere: A global perspective. Journal of Environmental Radioactivity. Vol. 175–176, pp. 39–51.
2. Youyi Ni, Zhongtang Wang, Jian Zheng, Keiko Tagami, 2019. The transfer of fallout plutonium from paddy soil to rice: A field study in Japan. Journal of Environmental Radioactivity. Vol. 196, pp. 22–28.



**О.Б. Гурко, М.А. Козел**

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь  
e-mail: max\_kozel@rambler.ru*

## **САМООЦЕНКА ЯДЕРНОЙ ИНФРАСТРУКТУРЫ НА ЭТАПЕ 3 – ПОДГОТОВКИ К ВВОДУ В ЭКСПЛУАТАЦИЮ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ**

Решение о начале реализации ядерно-энергетической программы основывается на приверженности использовать атомную энергию безопасно, надежно и в мирных целях. Это обязательство включает создание устойчивой национальной инфраструктуры, которая будет обеспечивать государственную, нормативную правовую, регулируемую, управленческую, технологическую, кадровую поддержку, а также поддержку промышленности и заинтересованных сторон ядерно-энергетической программы на протяжении всего ее жизненного цикла. Обеспечение соблюдения международных правовых документов, а также признанных на международном уровне норм ядерной безопасности, руководящих принципов в области физической ядерной безопасности и требований, связанных с гарантиями, является обязательным условием разработки ядерно-энергетической программы.

Осуществление ядерно-энергетической программы представляет собой серьезную задачу, решение которой требует тщательного планирования и подготовки, больших затрат времени, участия различных учреждений и привлечения значительных человеческих ресурсов. Атомная энергетика имеет свои отличия в том, что касается требований, предъявляемых к безопасности, физической безопасности и применению гарантий в связи с использованием ядерных материалов.

Необходимая инфраструктура включает не только установки и оборудование, но и человеческие и финансовые ресурсы, а также правовую и регулируемую основу, в рамках которой будет осуществляться программа.

Ответственность за создание необходимой инфраструктуры возлагается на страну, приступающую к развитию атомной энергетики. Поставщики оборудования для новой ядерно-энергетической программы рассчитывают на соблюдение графика выполнения работ, гарантирующего, что их изделия (продукция) используются безопасно, надежно и устойчиво.

Уделение внимания на ранней стадии развитию 19 инфраструктурных элементов, указанных в публикации МАГАТЭ серии NG-G-3.1 (Rev. 1) «Вехи развития национальной инфраструктуры ядерной энергетики», способствует эффективной разработке и успешной реализации ядерно-энергетической программы. Применительно к ядерной безопасности основополагающая цель безопасности – это защита людей и охрана окружающей среды от вредного воздействия ионизирующего излучения. В связи с этим необходимо разработать всеобъемлющую основу безопасности, охватывающую все 19 инфраструктурных элементов, приведенных в указанной публикации.

Сроки реализации программы по развитию атомной энергетики являются длительными. Жизненный цикл каждой АЭС достигает порядка 100 лет и включает строительство, эксплуатацию, вывод из эксплуатации и удаление отходов. Период времени между первоначальным рассмотрением страной возможности развития атомной энергетики и началом эксплуатации ее первой АЭС составляет 10–15 лет. Этот срок может варьироваться в зависимости от объема ресурсов, имеющихся для осуществления программы. Конкретные условия в стране и объем доступных ресурсов могут обуславливать увеличение сроков реализации.

В 2019 году Республика Беларусь обратилась к Международному агентству по атомной энергии с просьбой провести миссию по комплексной оценке ядерной инфраструктуры на этапе 3 (подготовка к вводу в эксплуатацию первого блока Белорусской АЭС). Беларусь

представила свой отчет о самооценке с подтверждающими документами в МАГАТЭ 24 декабря 2019 года. С 24 февраля по 4 марта 2020 года в Беларуси проводилась миссия МАГАТЭ по комплексной оценке ядерной инфраструктуры на этапе 3, которая дала положительную оценку представленного странового отчета по самооценке.

**М.Л. Жемжуров, Н.Д. Кузьмина, М.А. Козел, К.А. Грибанова**

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь  
e-mail: ndkuzmina@sosny.bas-net.by*

**АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ВЫПОЛНЕННОГО КОМПЛЕКСНОГО  
ИНЖЕНЕРНОГО И РАДИАЦИОННОГО ОБСЛЕДОВАНИЯ  
ЗАКОНСЕРВИРОВАННЫХ И ВЫВОДИМЫХ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ  
ХРАНИЛИЩ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ УП «ЭКОРЕС»**

В настоящее время введенные в эксплуатацию на спецпредприятии по обращению с радиоактивными отходами УП «Экорес» (далее – Спецпредприятие) в 2013 году новые корпус переработки радиоактивных отходов (РАО) и хранилище кондиционированных твердых РАО наземного типа обеспечивают безопасное хранение РАО в соответствии с международными требованиями. Вместе с тем, дальнейшее хранение РАО в старых законсервированных и выводимых из эксплуатации приповерхностных хранилищах типа «Радон» Спецпредприятия может явиться причиной ухудшения радиозоологической обстановки в регионе. Поэтому планируется разработка проекта технологии извлечения РАО из этих хранилищ, что в соответствии с современными нормативными требованиями вызвало необходимость выполнения работ по их комплексному инженерному и радиационному обследованию (КИРО).

Работы по КИРО были выполнены в период с августа по декабрь 2019 года АО «Логистический центр ЯТЦ» с привлечением АО «ОДЦ УГР», ООО АП «КВАРК», ФГУП «РАДОН» (Российская Федерация). Научным учреждением «ОИЭЯИ – Сосны» осуществлялось научно-методическое сопровождение указанных работ по КИРО.

В настоящей работе представлен анализ полученных в ходе выполнения КИРО результатов:

- инженерного обследования законсервированных хранилищ Спецпредприятия, включая анализ соответствия фактического технического состояния хранилищ Спецпредприятия проектным решениям и требованиям действующих нормативных правовых актов, технического состояния строительных конструкций и их остаточного ресурса, сведений о консервации хранилищ;
- радиационного обследования законсервированных хранилищ Спецпредприятия, включая анализ радиационной обстановки в наземных и подземных частях хранилищ Спецпредприятия, а также в прилегающих и подстилающих грунтах; анализ сведений о количестве, агрегатном состоянии, морфологическом и радионуклидном составе, суммарной и удельной активности захороненных РАО; сведений о радионуклидном составе и объемной активности радионуклидов в воздухе хранилищ Спецпредприятия;
- текущего состояния радиационной безопасности хранилищ Спецпредприятия и прогноза развития ситуации на среднесрочный и долгосрочный период с точки зрения соблюдения требований ядерной и радиационной безопасности, воздействия на население и возможности развития аварийной ситуации;
- предложенных мероприятий по дальнейшему обращению с хранилищами РАО Спецпредприятия.

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь  
e-mail: ndkuzmina@sosny.bas-net.by*

**РАЗРАБОТКА КОНЦЕПЦИИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ  
СПЕЦПРЕДПРИЯТИЯ ПО ОБРАЩЕНИЮ С РАДИОАКТИВНЫМИ  
ОТХОДАМИ УП «ЭКОРЕС»**

В соответствии с требованиями норм и правил по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Требования к обеспечению безопасности при выводе из эксплуатации пунктов хранения радиоактивных отходов», утвержденными постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 22.02.2019 № 25, на всех стадиях жизненного цикла пункта хранения радиоактивных отходов (ПХРО), предшествующих его выводу из эксплуатации, должно осуществляться планирование вывода из эксплуатации путем разработки и последующей актуализации концепции вывода из эксплуатации ПХРО. В настоящее время концепция вывода из эксплуатации Спецпредприятия по обращению с радиоактивными отходами УП «Экорес» (Спецпредприятие) отсутствует, что является нарушением требований указанного документа и влечет за собой соответствующие предписания регулирующего органа в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

Рекомендуемым вариантом вывода из эксплуатации Спецпредприятия является вариант его отложенной ликвидации, который предполагает, что имеются отклонения от проектных решений и требований нормативных правовых актов, при этом хранилища радиоактивных отходов (РАО) находятся в удовлетворительном состоянии и обеспечат радиационную безопасность населения и окружающей среды в краткосрочной перспективе.

В данной работе предложена концептуальная технологическая схема организации работ по выводу из эксплуатации законсервированных хранилищ Спецпредприятия, приведены концептуальные проектные решения по извлечению РАО из ячеек хранилищ, даны рекомендации по сортировке, кондиционированию и упаковке извлеченных РАО, определены меры по обеспечению радиационной безопасности участвующего в работах персонала. Приведен комплекс рекомендуемых мероприятий по укреплению, замене и ремонту инженерных конструкций и оборудованию хранилищ Спецпредприятия, а также совершенствованию системы радиационного мониторинга, обеспечивающий радиационную безопасность населения и окружающей среды в среднесрочной перспективе.

После проведения комплекса мероприятий по извлечению, идентификации и инвентаризации твердых РАО и отработавших источников ионизирующего излучения (ИИИ) потенциально существует возможность использовать конструкции выводимых из эксплуатации хранилищ повторно в качестве ПХРО для упорядоченного хранения РАО и ИИИ в контейнерах до момента отправки для размещения на объект окончательного удаления РАО.

Предложенные концептуальные решения послужат основой для разработки концепции вывода из эксплуатации Спецпредприятия.

## **ВЕРОЯТНОСТНЫЙ АНАЛИЗ НАДЕЖНОСТИ ПРИПОВЕРХНОСТНОГО ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ**

Безопасность системы хранения/захоронения радиоактивных отходов (РАО) характеризуется способностью системы предотвратить выход радионуклидов в окружающую среду и снизить радиационное воздействие на население и окружающую среду до безопасных значений в течение периода потенциальной опасности РАО [1]. Эта способность обеспечивается совокупностью системы инженерных защитных барьеров хранилища РАО и природными условиями его размещения – вмещающей геологической средой.

При создании приповерхностных пунктов захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО) главной задачей является получение обоснованных гарантий того, что система захоронения обеспечит достаточный уровень экологической безопасности в течение нескольких сотен и даже до тысячи лет после изоляции объекта. В связи с этим, в поддержку предпроектных работ по созданию ПЗРО актуальным является научно обоснованное формирование требований к структуре, составу и качеству защитных барьеров системы захоронения и их элементов, обеспечивающих приемлемый уровень защищенности окружающей среды от вредного радиационного воздействия РАО.

Общепринятой во всем мире методологией оценок долговременной безопасности приповерхностных ПЗРО является методология МАГАТЭ ISAM (Improvement of Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities) [2]. Проведенный анализ сценарного подхода ISAM и опыта его применения [3] показал, что при имеющем место необратимом характере процессов, приводящих к снижению прочностных, фильтрационных и сорбционных свойств инженерных барьеров, временные закономерности их разрушения в рамках сценария нормальной эволюции весьма условны и не всегда обоснованы.

Авторами выполнено развитие методологии ISAM с использованием вероятностных методов прогнозирования долговременной безопасности ПЗРО, ключевой задачей которых является поиск наиболее вероятных путей выхода загрязнений из источника в окружающую среду на основе прогноза технического состояния инженерных и естественного барьеров и системы захоронения РАО в целом.

Ранее авторами в работах по определению приоритетной площадки для размещения ПЗРО Белорусской АЭС проведена апробация вероятностного подхода к анализу безопасности радиационно-опасного объекта в части оценки защитных свойств естественного барьера, результаты которой продемонстрировали его эффективность как инструмента оперативной оценки и принятия решения о безопасности объекта [4].

Предлагаемый методический подход реализует принципы разработки вероятностных моделей надежности для защитных барьеров с последующей интеграцией этих моделей в единую логико-вероятностную модель надежности ПЗРО [5, 6]. Логико-вероятностная модель разработана на основе концептуальной модели ПЗРО, обеспечивающая вероятностный анализ полного набора возможных сценариев эволюции системы с оценкой вероятности развития каждого сценария в условиях деградации систем на этапе после закрытия объекта. Разработанная вероятностная модель реализована в виде программного комплекса Proba\_3 и использована в качестве инструмента оценки вероятностей сценариев, описывающих эволюции системы хранения/захоронения РАО, расчета вероятностей отказов элементов, отдельных систем хранилища РАО и системы хранения в целом. Выполнен

тестовый вероятностный расчет времени отказа системы хранилища РАО. Методами чувствительности и значимости проведен анализ надежности защитных барьеров и их элементов в структуре данной системы.

Разработанный методический подход и расчетный инструментарий могут быть использованы для выбора оптимальной конструкции системы хранения РАО путем сочетания количественной информации об отказах систем хранилища и осуществимости каждого варианта, а также для систематической оценки безопасности ПЗРО. Структура оценки, созданная в рамках этого исследования, может быть использована при проектировании, модификации и улучшении защитных свойств ПЗРО путем проведения анализа надежности структуры и оценки безопасности.

#### **Список использованных источников**

1. Нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности». Утверждены пост. МЧС от 20.01.2012 № 7 (в ред. от 5.06.2018 № 38).
2. Safety Assessment Methodologies for Near-Surface Disposal Facilities. Vol. 1. – Vienna: IAEA, 2004. – 413 p.
3. Оценка защитных характеристик инженерных барьеров в системе приповерхностного захоронения радиоактивных отходов / Н.М. Ширяева [и др.]. – Минск, 2016. – 64 с. – (Препринт / НАН Беларуси, Объед. ин-т энергет. и ядер. исслед. – Сосны; ОИЭЯИ-71).
4. Ранжирование конкурентных площадок по степени влияния на защищенность и безопасность водопользования при размещении пункта захоронения радиоактивных отходов Белорусской АЭС / Н.М. Ширяева [и др.]. – Минск, 2019. – 44 с. – (Препринт / НАН Беларуси, Объед. ин-т энергет. и ядер. исслед. – Сосны; ОИЭЯИ-74).
5. Острейковский, В.А. Вероятностное прогнозирование работоспособности элементов ЯЭУ / В.А. Острейковский, Н.Д. Сальников. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 416 с.
6. Антонов, А.В. Статистические модели в теории надежности / А.В. Антонов, М.С. Никулин. – М.: Абрис, 2012. – 290 с.

**В.В. Торопова, А.В. Радкевич, В.П. Петрушкевич, В.В. Саплица**

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь  
e-mail: vtoropova@sosny.bas-net.by*

## **ПЕРЕРАБОТКА ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ СЛОЖНОГО ХИМИЧЕСКОГО СОСТАВА**

В докладе приведены результаты работы по очистке жидких радиоактивных отходов (ЖРО), образовавшихся в результате деятельности радиохимических лабораторий института, на установке по переработке ЖРО.

Область применения результатов работ – учреждения, работающие с источниками ионизирующих излучений, атомная энергетика и различные отрасли промышленности. Полученные результаты могут быть использованы при разработке технологий очистки и переработки ЖРО.

Цель работы – разработка эффективного способа очистки «исторических» жидких радиоактивных отходов, образовавшихся в результате деятельности радиохимических лабораторий научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны», и переработка накопленных ЖРО.

Для достижения поставленной цели были решены следующие задачи:

- создана установка по переработке ЖРО;
- разработаны технология и технологическая схема переработки ЖРО на созданной установке;
- переработано 250 м<sup>3</sup> «исторических» жидких радиоактивных отходов.

Основные требования к технологии переработки ЖРО:

- очистка до требуемых уровней;
- минимизация объема отходов, направляемых на захоронение;
- использование энергосберегающих, в первую очередь сорбционно-мембранных, методов переработки.

**В.В. Сасковец, В.В. Торопова, А.В. Радкевич, О.Б. Коренькова,  
Е.Э. Венглинская**

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь  
e-mail: vtoropova@sosny.bas-net.by*

**ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ТЕРМОДЕСТРУКЦИИ ПРИРОДНЫХ СЛАНЦЕВ  
ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ КОМПОЗИЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ, СЕЛЕКТИВНЫХ  
ПО ОТНОШЕНИЮ К РАДИОНУКЛИДАМ ЦЕЗИЯ, СТРОНЦИЯ И КОБАЛЬТА**

В работе представлены результаты по исследованию влияния различных факторов на процесс термодеструкции природных сланцев на разработанной лабораторной установке модульного типа.

Изучены адсорбционные и текстурные характеристики образцов композиционных материалов (термообработанных горючих сланцев) методом низкотемпературной адсорбции–десорбции азота и сорбции радионуклидов из водных растворов.

Показано, что при термообработке горючих сланцев, как в замкнутом объеме без доступа воздуха с отводом летучих продуктов разложения, так и при обработке паром при 450 °С, можно получить композиционные материалы, обладающие селективными сорбционными свойствами по отношению к радионуклидам  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{85}\text{Sr}$  и  $^{60}\text{Co}$ , из водных растворов. При выборе оптимальных условий сорбции значение коэффициента распределения радионуклидов достигает  $10^3 - 10^4 \text{ см}^3 \cdot \text{г}^{-1}$ .



## **ОБЕСПЕЧЕНИЕ СЕПАРАЦИИ ПАРА В ГОРИЗОНТАЛЬНЫХ ПАРОГЕНЕРАТОРАХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК ВВЭР РАЗНЫХ ПОКОЛЕНИЙ (ОБЗОР)**

Парогенераторы относятся к основному оборудованию энергоблоков АЭС с ВВЭР. Одним из важных факторов определения приемлемости характеристик парогенератора является качество генерируемого пара, влажность которого не должна превышать 0,2 %. Качество генерируемого пара зависит от нескольких факторов, но в первую очередь от конструктивных особенностей, сепарационных устройств и мощности парогенератора. В горизонтальных парогенераторах ВВЭР используется принцип гравитационной сепарации влаги. В ходе сепарации капли воды отделяются от потока пара и возвращаются на поверхность котловой воды, осушенный насыщенный пар отводится в паровой коллектор. Для гравитационной сепарации необходимо обеспечить определенную высоту объема над жидкостью. Высота зависит от скорости пара, уменьшаясь при снижении скорости. При сохранении основных черт конструкции совершенствование горизонтальных парогенераторов сопровождается ростом производительности установок и требует соответствующего изменения сепарационной системы.

В обзоре прослежена эволюция сепарационной системы парогенераторов реакторной установки с ВВЭР и методов ее моделирования. Одним из способов дальнейшего снижения остаточной неравномерности паровой нагрузки на зеркале испарения парогенератора является применение погружного дырчатого листа неравномерной перфорации. Выполнен анализ экспериментов по выравнивающей способности листа с помощью усовершенствованной версии кода STEG. Установлено, что переход с равномерной перфорации на неравномерную, с одной стороны, обеспечивает лучшее интегральное выравнивание, но с другой стороны, при этом ухудшается сепарация пара из-за высоких локальных значений скорости пара вблизи границы смыкания пластин с разной степенью перфорации. Демонстрационные расчеты для натурного парогенератора ПГВ-1000МКП с листом переменной и постоянной перфорации также подтвердили эти выводы. При проведении сепарационных испытаний на НВАЭС-2 и ЛАЭС-2, а также в процессе специальных работ с использованием датчика контроля уровня и автоматических анализаторов натрия, выявлено занижение показаний уровнемеров и, следовательно, завышение реального уровня в ПГ на тепловой мощности РУ 100 % от номинальной на величину около 200 мм. По результатам сепарационных испытаний на НВАЭС-2 и ЛАЭС-2 исходный уровень был снижен на 150 мм (до 2550 мм), что не позволяет заключить достигнуто или нет практическое подтверждение результатов расчетно-экспериментального обоснования сепарационной характеристики ПГВ-1000МКП.

Для ПГВ-1000 МКО принятой конструкции проблема сепарации стоит менее остро, чем для ПГВ-1000 МКП, поскольку в нем увеличена площадь зеркала испарения и снижен максимальный температурный перепад между контурами. В перспективном ПГВ-1000 МКО с меньшим типоразмером теплообменных трубок площадь зеркала испарения одинакова с ПГВ-1000 МКП, а высота парового пространства увеличена и составляет 1200 мм.

**В.В. Сорокин**

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь  
sorokinlab19@sosny.bas-net.by*

## **ТЕПЛОИЗОЛЯЦИЯ ДЛЯ ЗАЩИТЫ ГЕРМЕТИЧНОГО ОГРАЖДЕНИЯ АЭС-2006 ОТ ДЕЙСТВИЯ ПАССИВНЫХ КАТАЛИТИЧЕСКИХ РЕКОМБИНАТОРОВ ВОДОРОДА**

На современной атомной электростанции предусмотрены локализирующие системы безопасности для удержания при аварии радиоактивных веществ и ионизирующего излучения в предусмотренных проектом границах. Границу образует герметичное ограждение (ГО). Граница рассматривается как четвертый физический барьер. Для защиты ГО от разрушения и поддержания его работоспособности необходимо решить проблему, связанную с выходом водорода при авариях, особенно при тяжелой аварии с течью и плавлением топлива. В проекте АЭС-2006 предусмотрена система удаления водорода, включающая пассивные каталитические рекомбинаторы водорода. Пассивный принцип действия, а также независимость элементов системы сжигания водорода от других систем энергоблока и друг от друга обеспечивают ей высокую степень надежности.

Работающий рекомбинатор является мощным нагревательным прибором. Тепло генерируется при сжигании водорода и уносится выхлопной струей и тепловым излучением в ГО. Тепло при аварии выделяется рекомбинатором в течение нескольких часов. Монтаж устройств части групп рекомбинаторов АЭС-2006 осуществляется непосредственно на внутренней стенке ГО, предельно допустимая температура которой по проекту 150 °С. Поскольку типичные для тяжелой аварии температуры среды под оболочкой 100–130 °С и концентрация водорода 1–4 об.%, а рекомбинация 1 об.% водорода в воздухе приводит к его нагреву на 80 °С, актуальна количественная оценка нагрева ГО рекомбинаторами.

Согласно расчетам, в режимах, характерных для аварий и без принятия мер ограничения теплового потока на ограждение, предельная температура ГО АЭС-2006 локально превышает. Рассмотрены несколько способов снижения температуры ограждения: за счет выбора длины монтажных устройств, теплоизоляции задней стенки рекомбинатора, теплоизоляции стенки ГО. Проведены расчеты толщины изоляции и длины монтажных устройств, позволяющих добиться надежной защиты ГО от перегрева при различных рабочих температурах катализатора и при различных концентрациях водорода в атмосфере ГО. Лучистый теплообмен описывается в рамках зонального метода. Предложенные способы защиты просты в практической реализации и могут применяться как на стадии сооружения, так и при реконструкции существующих энергоблоков.

**А.А. Сафронова, М.В. Конопелько, А.А. Суходольская,  
Л.Л. Василевский, И.В. Жук**

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь  
email: lab13@sosny.bas-net.by*

## **ИССЛЕДОВАНИЕ УРОВНЕЙ СОДЕРЖАНИЯ РАДОНА В ВОЗДУХЕ ЗДАНИЙ НА ТЕРРИТОРИИ БРЕСТСКОЙ ОБЛАСТИ БЕЛАРУСИ**

Оценка доз облучения населения от различных источников ионизирующего излучения является одним из основных критериев для принятия решений при проведении мероприятий по радиационной защите населения. Доминирующий вклад в суммарную дозу облучения населения от всех природных и техногенных источников ионизирующего излучения вносит природный радиоактивный газ – радон-222 и его дочерние продукты распада.

В Беларуси не менее 40 % территории является потенциально радоноопасной в связи с особенностями литологического состава горных пород и расположением конкретных участков в зонах тектонических разломов.

За 2004–2019 гг. измерения концентрации радона в воздухе зданий на территории Брестской области проводились в 113 населенных пунктах 16 административных районов, в зданиях 1935–2007 гг. постройки, различной этажности (в основном 1- и 2-этажные), построенных из различных строительных материалов (панель, кирпич, дерево, сборно-щитовой, блоки, в основном – дерево), с центральным, местным или печным отоплением, в различных помещениях (зал, спальня, жилая комната и др.) на 1-м этаже помещения. Общее количество обследованных зданий составило 488. Среди них 445 – жилые дома и 43 – общественные учреждения (включая детские) и производственные помещения.

Полученные результаты исследований показывают, что средние значения в различных административных районах Брестской области варьируют от 14 до 104 Бк/м<sup>3</sup>. Превышение нормируемых законодательством Республики Беларусь значений (200 Бк/м<sup>3</sup>) в целом по Брестской области выявлено в 8 помещениях или в 1,6 % случаев из 488 обследованных зданий, из которых 7 помещений являются жилыми.

Значения более 200 Бк/м<sup>3</sup> обнаружены в зданиях 5 административных районов: Барановичском, Ляховичском, Ивацевичском, Пружанском, Каменецком. Наибольшее количество жилых помещений (6,1 % от обследованных) с более 200 Бк/м<sup>3</sup> обнаружены в Барановичском районе. В данных зданиях необходимо проведение защитных мероприятий по снижению уровня объемной активности радона в воздухе помещений.

Выполнен пространственный анализ данных мониторинга радона в воздухе помещений на территории Брестской области. Для анализа выбраны данные, полученные при измерениях на первых этажах жилых домов, для которых определены географические координаты (широта, долгота) посредством процедуры геокодирования. Для расчета среднегодовой концентрации радона в помещениях (А, Бк/м<sup>3</sup>) на основе измеренной в течение 2–3 месяцев объемной активности использованы коэффициенты сезонной вариации. По результатам статистической обработки данных и пространственного анализа результатов с использованием ГИС ArcGIS Pro построена карта среднегодовых концентраций радона в жилых помещениях и количества обследованных зданий в ячейках 10 км × 10 км на территории Брестской области.

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь*

## **ЭФФЕКТИВНОСТЬ ТЕПЛОТВОДА В НЕЙТРОНООБРАЗУЮЩИХ МИШЕНЯХ ПОДКРИТИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ СИСТЕМ, ОСНАЩЕННЫХ МИКРОКАНАЛАМИ**

В последнее время значительно вырос интерес к исследованиям течения двухфазных потоков в каналах с характерными размерами проходных сечений порядка и меньше капиллярной постоянной. В настоящем докладе выполнен анализ состояния экспериментальных и теоретических исследований теплообмена и гидродинамики при течениях двухфазных потоков в капиллярных каналах.

Наиболее изученными являются режимы течения газожидкостных смесей в круглых трубах. Однако практически отсутствуют данные по режимам течения для переходной области от конвективных каналов, где влияние капиллярных сил пренебрежимо мало, к минимасштабным каналам (диаметр труб от 5 до 12 мм). Из анализа и сравнения режимных карт для двухфазных потоков в круглых трубах следует, что в зависимости от диаметра проходного сечения режимы течения существенно меняются. В микроканалах с  $D \leq 100$  мкм обнаружены специфические режимы течения, характерные только для капиллярных каналов, например, течение с кольцевыми утолщениями. В прямоугольных каналах картина течения качественно соответствует круглым трубам, однако границы между режимами значительно отличаются.

На наш взгляд наиболее представительной является классификация каналов по степени проявления капиллярности.

Фазовые переходы в мини- и микроканальных системах происходят в условиях определяющего влияния капиллярных сил на режимы течения и массопереноса.

Для расчета теплоотдачи при двухфазных течениях в мини- и микроканалах в условиях высоких тепловых нагрузок ( $> 150$  кВт/м<sup>2</sup>) и больших массовых скоростей смеси ( $> 120$  кг/(м<sup>2</sup>·с)) предпочтительным является использование соотношений Ли и Мудавара, представленных для трех различных областей течения потока, выделенных в зависимости от изменения величины входного паросодержания  $x$ : пузырьковый режим течения с мелкими пузырьками ( $x < 0,05$ ), снарядный режим течения ( $0,05 < x < 0,55$ ) и ярко выраженное кольцевое течение с очень тонкими пленками жидкости ( $x > 0,55$ ).

Вклад теплообмена при испарении сверхтонких пленок жидкости становится определяющим в области малых массовых скоростей ( $< 50$  кг/(м<sup>2</sup>·с) и невысоких тепловых потоках ( $< 2$  кВт/м<sup>2</sup>).

На основе численного моделирования процесса испарения с поверхности жидких пленок (с размером парогазовой структуры  $L < 100$  мкм) получена зависимость для расчета коэффициента теплоотдачи для условий низких приведенных давлений и высоких температурных напоров.

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь*

## **ОПЫТ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПРЯМОТОЧНОГО ПАРОГЕНЕРАТОРА ГЛАВНОГО КОНТУРА ОП АЭС БРИГ-300 С ХИМИЧЕСКИ РЕАГИРУЮЩИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ НИТРИН СВЕРХКРИТИЧЕСКОГО ДАВЛЕНИЯ**

Одним из важнейших элементов энергетической установки (особенно ядерной) является парогенератор. От его металлоемкости, надежности и срока службы существенно зависят экономичность и долговечность всей установки. Наиболее перспективными в настоящее время являются парогенераторы прямоточного типа, которые позволяют повысить экономичность термодинамического цикла установки за счет перегрева пара. Кроме того, при их использовании упрощается схема энергоблока вследствие исключения паросепарационных устройств. Применяя различные способы интенсификации теплообмена (оребрение, змеевиковые трубы и т.д.), можно существенно увеличить его тепловую мощность и эффективность работы, а также снизить массу и габариты.

В настоящее время основная доля электроэнергии на АЭС вырабатывается на станциях с легководными реакторами, но сегодня эволюционный путь их развития выходит на некоторые предельные параметры. Выбор типа будущих АЭС определяется, в первую очередь, их высокими экономическими показателями и уровнем безопасности, требования к которым постоянно растут. Дальнейшее улучшение характеристик легководных реакторных установок (РУ) связывается с переходом как и в тепловой энергетике на сверхкритическое давление (СКД) во всем диапазоне температур, резким ростом теплоемкости и изменением плотности в окрестности некоторой температуры  $T_m$ , определяемой как псевдокритическая.

Эти свойства позволяют:

- повысить уровень температуры теплоносителя и КПД без опасности возникновения кризиса теплообмена в активной зоне;
- упростить вопросы гидродинамики теплоносителя.

Основными преимуществами РУ со сверхкритическим давлением по сравнению с существующими АЭС являются:

1. Увеличение коэффициента полезного действия цикла установки. Повышение КПД приводит не только к экономии топлива, но и к улучшению экологической обстановки вокруг АЭС (сокращаются выбросы тепла, испарение воды в окружающих водоемах).

2. Возможность сократить количество оборудования, отказаться от традиционных парогенераторов, компенсаторов давления, сепараторов.

3. Сокращение эксплуатационных затрат. Благодаря уменьшению количества оборудования сокращаются затраты на проектирование, изготовление, монтаж РУ и на ремонт (включая замену оборудования в случае необходимости).

При разработке технического проекта АЭС БРИГ-300 были рассмотрены три варианта прямоточного парогенератора: корпусной, модульный и кассетно-корпусной. Приведены их особенности и сравнительные характеристики.

*<sup>1</sup>Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны*

*Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь*

*<sup>2</sup>Белорусская государственная академия авиации,*

*Министерство транспорта и коммуникаций,*

*Минск, Республика Беларусь*

## **ПЕРСПЕКТИВНОСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ ХИМИЧЕСКИ РЕАГИРУЮЩЕЙ ЧЕТЫРЕХОКСИ АЗОТА В КАЧЕСТВЕ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ И РАБОЧЕГО ТЕЛА СОЛНЕЧНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ (СЭС)**

Наряду с методами прямого (безмашинного) преобразования солнечной энергии в электрическую набирают темпы развития машинные методы и устройства для их воплощения. Эти устройства по своей сути можно назвать аналогами существующих тепловых и атомных электростанций, у которых традиционные производители тепла заменили нагревателями, использующими концентраторы солнечного излучения.

Высокая стабильность и практическая неисчерпаемость, постоянный спектральный состав и относительная доступность, значительная интенсивность излучения выделяют солнце среди других источников энергии.

Для увеличения эффективности КПД и удельной мощности цикла солнечной электростанции представляют большой интерес диссоциирующие системы, у которых при последовательном нагреве и охлаждении происходят обратимые химические реакции. Они сопровождаются увеличением числа молей при нагреве и уменьшением числа молей при охлаждении. Отличительной особенностью диссоциирующих газов являются высокие значения их тепловых свойств за счет протекающих в них химических реакций с большим тепловым эффектом.

Таким образом, применение диссоциирующих газов в качестве теплоносителей и рабочих тел солнечных электростанций может открывать новые пути увеличения эффективности энергетических установок, уменьшения габаритов турбомашин и теплообменных аппаратов и значительного улучшения технико-экономических показателей.

Диссоциирующая четырехокись азота как рабочее тело турбин имеет ряд преимуществ перед другими рабочими телами.

В результате выполненных исследований выявлен ряд важных качеств диссоциирующих газов:

- Высокие теплофизические свойства  $N_2O_4$  позволяют обеспечить интенсивный теплосъем в теплообменном оборудовании солнечных электростанций.
- Термодинамические и физико-химические свойства диссоциирующих газов на таких рабочих телах таковы, что могут быть получены существенно большие, чем на водяном паре, мощности одновалвных турбин, а для одинаковых мощностей газовая турбина на  $N_2O_4$  имеет в 4–5 раз меньшую металлоемкость.
- В солнечной электростанции с газожидкостным циклом на диссоциирующем газе термодинамическая эффективность составляет 43–45 %, что на 3–5 % выше, чем на водяном паре. Важной особенностью газожидкостного цикла на  $N_2O_4$  являются осуществление полного подогрева, испарения и перегрева газа в регенераторе за счет меньшей теплоты испарения  $N_2O_4$ , чем  $H_2O$ , и возможность иметь в солнечной электростанции газожидкостный цикл.

Эти обстоятельства предопределяют перспективность разработки одноконтурных солнечных электростанций с газожидкостным циклом на  $N_2O_4$ .

*<sup>1</sup>Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь*

*<sup>2</sup>Институт тепло- и массообмена имени А.В. Лыкова  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь*

## **ОСОБЕННОСТИ ТЕПЛОПЕРЕДАЧИ В ПРЯМОТОЧНЫХ ПАРОГЕНЕРАТОРАХ «ВОДА – ФРЕОН-113»**

В настоящее время актуальна проблема энергообеспечения вновь осваиваемых районов и территорий. Одним из альтернативных источников энергии для таких районов могут быть автономные ядерные установки.

Безопасность и эффективность работы АЭС определяется во многом как выбором теплоносителя – рабочего тела и его характеристик, так и выбором типа реактора. Одним из наиболее безопасных ядерных реакторов является водяной реактор бассейного типа. Однако такие реакторы имеют низкие термодинамические параметры (максимальная температура ~ 440 К), поэтому необходимо максимально эффективно преобразовать тепло в другие виды энергии. Наиболее приемлемыми в настоящее время схемами преобразования низкотемпературного тепла являются схемы с использованием низкокипящих веществ, в частности фреона-113. Фреон-113 имеет достаточно низкие значения давления насыщения, невзрывоопасен, химически инертен и обладает низкой токсичностью. Он производится в промышленных масштабах и стоимость его низка.

В данном докладе рассмотрены особенности теплопередачи в прямоточном парогенераторе «вода – фреон 113».

В прямоточном парогенераторе следует выделить следующие участки: экономайзерный, испарительный и перегрева пара. На испарительном участке при течении в обогреваемом канале фреона-113 имеют место несколько основных режимов течения двухфазных потоков: пузырьковый (поверхностное и развитое кипение), снарядный, дисперсно-кольцевой и дисперсный. С точки зрения эффективной и безопасной работы рассматриваемого парогенератора важен достаточно обоснованный конструкторский и поверочный расчет теплообмена и гидродинамики потока фреона-113, особенно на испарительном участке парогенератора. Для этого требуется детальное изучение термогидравлических процессов, в частности, динамики роста парового пузыря в перегретой жидкости и межфазного теплообмена.

Получение замыкающих соотношений для математических моделей двухфазных потоков в большинстве случаев требует выделения и изучения отдельных процессов, имеющих место в двухфазных потоках. Так, для пузырькового кипения необходимо рассмотреть процессы роста и взаимодействия движущихся пузырей в перегретой жидкости.

На основании математической модели динамики инертного парового пузыря были проведены расчеты роста пузыря пара в перегретом объеме фреона-113. Результаты расчетов показали, что с уменьшением перегрева жидкости и увеличением давления скорость роста пузырей понижается и наблюдается близость проведенного численного решения и решения Скрайвена. Причем с уменьшением скорости роста пузыря сближение указанных решений увеличивается. Таким образом, рост пузыря в перегретом объеме фреона-113 достаточно хорошо описывается решением Скрайвена.

Кроме того, в докладе проведен межфазный теплообмен в потоке фреона-113 пузырьковой структуры и исследован перегрев потока фреона-113 при пузырьковом кипении в каналах. Представлены математическая модель и результаты теплогидравлического расчета парогенератора «вода – фреон-113».

**ИССЛЕДОВАНИЕ СОРБЦИИ  $^{137}\text{Cs}$  И  $^{85}\text{Sr}$  ИЛЛИТОМ,  
ВЫДЕЛЕННЫМ ИЗ ГЛИНИСТО-СОЛЕВЫХ ШЛАМОВ  
ОАО «БЕЛАРУСЬКАЛИЙ»**

Наиболее известным и безопасным методом обращения с жидкими радиоактивными отходами (ЖРО) низкой и средней активности является их отверждение в портландцементные матрицы. При отверждении ЖРО цементованием двухкомпонентный состав цементного компаунда обеспечивает получение монолитных блоков с прочностью при сжатии не менее 5 МПа на 28-е сутки твердения. Недостатком данного метода является высокая выщелачиваемость радионуклида  $^{137}\text{Cs}$  (более  $10^{-3}$  г/(см<sup>2</sup>·сут), что не отвечает требованиям ГОСТ Р 51883-2002. Использование селективных по отношению к  $^{137}\text{Cs}$  сорбентов, таких, как различные алюмосиликаты и ферроцианиды переходных металлов, позволяет снизить выщелачивание  $^{137}\text{Cs}$  на 1–3 порядка. В связи с этим поиск и получение новых материалов с улучшенными сорбционными свойствами являются актуальной задачей.

Для улучшения иммобилизации ЖРО в цементной матрице в качестве сорбционной добавки предлагается использовать глинистый минерал – иллит, выделенный из промышленных отходов ОАО «Беларуськалий» – глинисто-солевых шламов. Глинисто-солевой шлам (ГСШ) представляет собой взвешенный осадок глины в насыщенном растворе солей (KCl и NaCl). Минералогический состав нерастворимого в воде осадка (н.о.) ГСШ следующий, мас. %: иллит – 48,2; калиевый полевой шпат (микроклин) – 21,8; доломит-анкерит – 17,0; кварц – 4,9; кальцит – 1,4; гипс – 3,0; ангидрит – 2,0; хлорит – 1,7. Удельная поверхность н.о. ГСШ составляет 32 м<sup>2</sup>/г.

Полученный лабораторный образец иллита (ИЛ) характеризуется следующими физико-химическими свойствами:

- частицы ИЛ имеют размеры от 0,3 до 30 мкм, содержание основной фракции размером 0,3–9 мкм составляет 60 мас. %, а доля частиц с размером менее 2 мкм – 21 мас. %;
- отличительной особенностью образца ИЛ является малая толщина частиц, составляющая порядка 4–7 нм, которая для большинства иллитов имеет значение 12–20 нм. Данное строение частиц образца ИЛ, выделенного из ГСШ, способствует формированию активной поверхности для протекания сорбционного процесса;
- удельная поверхность образца ИЛ увеличивается по сравнению с исходным образцом ГСШ в 1,8 раз, что способствует повышению его сорбционных свойств;
- основным глинистым минералом в составе образца ИЛ является иллит (89,2 мас. %), в незначительном количестве присутствуют другие минеральные фазы: калиевый полевой шпат (7,3 мас. %), кварц (1,8 мас. %), а также следы кальцита, доломита-анкерита и хлорита.

Исследование сорбционных свойств образца ИЛ в отношении  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{85}\text{Sr}$  показало: эффективное время достижения максимальной степени сорбции  $^{137}\text{Cs}$  (97,6 %) составляет не более 30 мин, а  $^{85}\text{Sr}$  (91,9 %) – не более 1 ч, после чего наступает равновесие и содержание как  $^{137}\text{Cs}$ , так и  $^{85}\text{Sr}$  в растворе не меняется;

- увеличение pH от 2 до 10 в системе «иллит – раствор» практически не влияет на коэффициент распределения (Kd)  $^{137}\text{Cs}$ , а при pH > 10 Kd  $^{137}\text{Cs}$  увеличивается. Коэффициент распределения  $^{85}\text{Sr}$  не изменяется в диапазоне pH от 6 до 11 и уменьшается при pH < 4;



- повышение в растворе концентрации конкурирующих катионов  $\text{Na}^+$ ,  $\text{K}^+$ ,  $\text{NH}_4^+$  и  $\text{Ca}_2^+$  снижает  $K_d$   $^{137}\text{Cs}$  и  $^{85}\text{Sr}$ . По способности данных катионов подавлять (снижать) сорбцию  $^{137}\text{Cs}$  их можно расположить в ряд:  $\text{NH}_4^+ > \text{K}^+ > \text{Ca}_2^+ > \text{Na}^+$ . По способности данных катионов подавлять сорбцию  $^{85}\text{Sr}$  их можно расположить в ряд:  $\text{Ca}_2^+ > \text{K}^+ > \text{NH}_4^+ > \text{Na}^+$ ;
- наличие железистых пленок в образце ИЛ снижает сорбцию  $^{85}\text{Sr}$  и не влияет на сорбцию  $^{137}\text{Cs}$ .  $K_d$   $^{85}\text{Sr}$  после удаления железистых пленок с частиц ИЛ возрастает в 5,8 раз.

Таким образом, полученные результаты исследований свидетельствуют о том, что образец иллита, полученный из глинисто-солевых шламов, является эффективным сорбентом для связывания  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{85}\text{Sr}$ . В дальнейшем будет проведена оценка эффективности его использования в качестве сорбционной добавки в цементную матрицу для иммобилизации жидких радиоактивных отходов и снижения выщелачивания  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{85}\text{Sr}$ .

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь  
\*E-mail: apetrovski@sosny.bas-net.by*

## **НЕЙТРОННАЯ АКТИВНОСТЬ ЗА СЧЕТ СПОНТАННОГО ДЕЛЕНИЯ И ЗА СЧЕТ РЕАКЦИИ ( $\alpha$ , n) ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР**

Представлены результаты расчетов нейтронной активности отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) стационарных кампаний реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 за счет реакций спонтанного деления и реакций ( $\alpha$ , n) на изотопах  $^{17}\text{O}$  и  $^{18}\text{O}$ . Получена аналитическая зависимость среднего числа образующихся в ОЯТ нейтронов, приходящихся на одну  $\alpha$ -частицу в зависимости от ее энергии.

Показано, что нейтронная активность за счет реакции ( $\alpha$ , n) определяется в основном энергией  $\alpha$ -частицы и практически не зависит от типа используемого диоксидного топлива. Установлено, что нейтронная активность ОЯТ ВВЭР-1200 в несколько раз превышает значение для ВВЭР-1000 в первую очередь из-за увеличения наработки изотопа  $^{244}\text{Cm}$  в топливе высокого выгорания.

## МАТЕМАТИЧЕСКОЕ ОПИСАНИЕ ТЕПЛООВОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА В КАЧЕСТВЕ АНАЛОГА ЗАТУХАЮЩЕГО ГАРМОНИЧЕСКОГО ОСЦИЛЛЯТОРА

Рассмотрение связи между моделью рождения и гибели частиц и моделью затухающего гармонического осциллятора в приложении к тепловому ядерному реактору основывается на идее о возникновении колебательных процессов в реакторе. Такое предположение следует из аналогии процессов размножения нейтронов в размножающей среде реактора с процессами, происходящими в лазерах.

Модель рождения и гибели частиц в приближении линейного роста была использована для определения условий, при которых возникает самоподдерживающаяся реакция деления ядер топлива и которые соответствуют режиму постоянной мощности теплового реактора. Было показано, что для этого размножающая среда теплового реактора должна быть подкритической с реактивностью  $\rho = -\beta$ , где  $\beta$  – суммарный выход запаздывающих нейтронов.

Качественно процесс возникновения самоподдерживающейся реакции можно представить следующим образом. Попавший в подкритическую размножающую среду исходный нейтрон первого поколения характеризуется средним временем жизни поколения нейтронов  $t_n$ . По истечении этого времени  $t_n$  нейтрон сам гибнет, но порождает новый мгновенный нейтрон второго поколения и т.д.

Основная цель работы состоит в последовательном выводе необходимых для описания процесса эволюции размножающей среды выражений в рамках теории гармонического осциллятора. Данную задачу можно решать в общем виде и попытаться получить выражение для среднего числа частиц, являющееся аналогом формулы

$$M(t) = \exp \left[ \int_0^t (\lambda(\tau) - \mu(\tau)) d\tau \right], \quad (1)$$

непосредственно из линейного дифференциального уравнения второго порядка

$$f(t)y(t)'' + g(t)y(t)' + h(t)y(t) = 0. \quad (2)$$

Итогом решения такого уравнения и ряда математических преобразований становится выражение

$$Y(t) = y(t)_1^2 + y(t)_2^2 = x_0^2 \exp \left[ - \int_0^t g(s) ds \right], \quad (3)$$

которое по своей структуре сходно с выражением (1).

Дальнейшая адаптация теории линейного гармонического осциллятора для описания взаимодействия нейтрона с размножающей средой теплового реактора по форме будет совпадать с использованной для аналогичной цели процедурой в случае модели рождения и гибели частиц в предыдущих работах по данной тематике, но уже с использованием формулы (3), полученной в результате решения уравнения гармонического осциллятора (2).

**М.В. Бобкова, Т.Н. Корбут, Э.А. Рудак**

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь  
mv.bobkova@yandex.by*

## **ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ФИЗИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ РОЖДЕНИЯ И ГИБЕЛИ ЧАСТИЦ ДЛЯ ОПИСАНИЯ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ НЕЙТРОНОВ С РАЗМНОЖАЮЩЕЙ СРЕДОЙ**

В данной работе разрабатывается аналитический подход для решения задач физики ядерных реакторов в рамках физической модели рождения и гибели частиц (ФМРГ). Рассматриваются отличия математической и физической моделей и вывод аналитических выражений для определения основных характеристик размножающей среды в рамках ФМРГ – среднее число частиц в системе к моменту времени  $t$ , реактивность и коэффициент критичности, учитывая то, что мгновенные и запаздывающие нейтроны имеют один и тот же источник происхождения – разделившееся под воздействием тепловых нейтронов тяжелое ядро топлива.

В свою очередь модель рождения и гибели частиц является частным случаем теории ветвящихся процессов и основана на решениях прямых уравнений Колмогорова. Основными понятиями модели являются интенсивности рождения  $\lambda$  и гибели  $\mu$ , которые не привязаны напрямую к параметрам размножающей среды. Выраженные через параметры среды  $\nu$ ,  $\lambda_f$  и  $\lambda_c$  интенсивности рождения и гибели составляют основу для математического аппарата ФМРГ, где  $\lambda_f$  есть вероятность деления ядра нейтроном;  $\lambda_c$  – вероятность гибели нейтрона;  $\nu$  – математическое ожидание числа вторичных нейтронов в одном акте деления. Параметры  $\lambda_f$  и  $\lambda_c$  связаны с усредненными характеристиками размножающей среды: время замедления нейтрона, средняя скорость, вероятность поглощения средой и т.д. ФМРГ является более сложным вариантом модели рождения и гибели, но позволяет давать ясную физическую интерпретацию исследуемым процессам.

Таким образом, одна из основных задач данной работы – установить основы математического аппарата физической модели рождения и гибели частиц для описания процесса взаимодействия нейтронов с размножающей средой.

*Белорусская государственная академия авиации,  
Министерство транспорта и коммуникаций,  
Минск, Республика Беларусь  
e-mail: ValeriStepanenko@gmail.com*

## ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПСЕВДООЖИЖЕНИЯ НА ПРИМЕРЕ РАБОТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ УСТАНОВКИ С РЕАКТОРОМ КИПЯЩЕГО СЛОЯ ЧАСТИЦ КРЕМНИЯ

«Кипящий» слой представляет собой слой частиц, через который пропускается нагнетаемый рабочий газ. Существующие методики расчетов реакторов с «кипящими» слоями для различных применений нуждаются в экспериментальной проверке; надежных экспериментальных данных, удостоверяющих теоретические предпосылки с учетом требований, предъявляемых к реальным реакторам кипящего слоя (РКС).

**Методика проведения экспериментов.** Процесс псевдооживления изучался с применением РКС для осуществления термического разложения моносилана  $\text{SiH}_4 \rightarrow \text{Si} + 2\text{H}_2$  на горячих частицах кремния Si, взвешенных в потоке восходящего газа моносилана. Газ  $\text{SiH}_4$  поступает снизу в РКС с температурой 350 °С. Выделяющийся при разложении кремний осаждается на поверхностях частиц Si, нагреваемых в поле СВЧ до температуры 850 °С.

Фиксировались значения: расхода продувочного газа G, температуры продувочного газа T, перепада давления на «кипящем» слое  $\Delta P_C$ , высота «кипящего» слоя hC, перепада давления общего  $\Delta P_{\text{общ}}$  (сумма перепадов на доньшке-решетке, «кипящем» слое, конструктивных элементах остальной проточной части экспериментального устройства имитатора РКС), давление продувочного газа на входе, описание поведения слоя.

Полученные экспериментальные результаты явно указывают на два режима: фильтрации (при котором наблюдается рост избыточного давления при увеличении скорости) и псевдооживления (значение избыточного давления практически постоянно).

Для теоретического описания кипящего слоя проведен расчет значений избыточного давления начала псевдооживления. Скорость начала псевдооживления не зависит от начальной высоты слоя и равна 1,78 м/с. Коэффициент сопротивления  $\xi$  был рассчитан с учетом определенной скорости начала псевдооживления и равен для слоя начальной высотой 51,5 мм – 114,3349; для слоя с начальной высотой 101 мм – 224,2295; для слоя начальной высотой 151 мм – 335,2342.

Полученные расчетные данные хорошо согласуются с результатами экспериментов, что указывает на адекватность выбранной модели расчета. Особенно хорошо данные согласуются при небольшой начальной высоте слоя (51,5 и 101 мм). С увеличением начальной высоты слоя увеличивается влияние дополнительных сил вязкостного сопротивления движению потока газа вдоль стенки реактора.

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ ИНТЕНСИВНОСТИ КАЛИФОРНИЕВОГО ИСТОЧНИКА НЕЙТРОНОВ НА ИЯУ «ЯЛІНА»

Физические эксперименты на исследовательской ядерной установке (ИЯУ) «Яліна» показали, что используемые значения интенсивности  $I_t$  калифорниевого источника нейтронов типа ИНК-7-3, рассчитанные по формуле  $I_t = I_0 e^{-\ln 2 \cdot \Delta t / T_{1/2}}$  для  $\Delta t \geq 30$  лет, когда период полураспада берется только для  $^{252}\text{Cf}$ , приводит к заниженным значениям  $I_t$ .

Значения интенсивности излучения  $I_t$  исследуемого калифорниевого источника нейтронов типа ИНК-7-3, изготовленного 18 августа 1983 года, измерено в январе 2019 года. Проведено сравнение показаний дозиметрического радиометра МКС-117М с детекторов БДКН-03, счетчика медленных нейтронов, наполненного  $^3\text{He}$ , типа 12NH25/1F фирмы EURISIS MEASURES (Франция), пропорционального счетчика СММ-18, наполненного  $^{10}\text{B}$ , полученных от испытуемого источника ИНК-7-3 и четырех свежих (даты изготовления в переделах 2007–2017 годов). Интенсивность более новых источников нейтронов определяется только изотопом  $^{252}\text{Cf}$  и легко вычисляется за счет имеющихся всех паспортных данных. Измерения проводились в воздушной среде, полиэтиленовом кубе, а также в активной зоне подкритической сборки «Яліна».

Результаты эксперимента показали, что измеренная в январе 2019 года интенсивность калифорниевого источника ИНК-7-3  $I_{\text{эксп}} = 2,25 \cdot 10^5$  нейтр./с в 2,4 раза превышает расчетную величину  $I_{\text{расч}} = 0,94 \cdot 10^5$  нейтр./с.

Объяснения данного феномена связано с наличием в источнике изотопа  $^{250}\text{Cf}$  (N.J. Roberts, 2007), период полураспада которого  $T_{1/2} = 13,08$  лет. Исходя из измерений интенсивности и периодов полураспада определены начальная интенсивность источника, с точностью до 1 %, совпадающая с паспортными данными, а также соотношение масс изотопов  $^{252}\text{Cf} : ^{250}\text{Cf} = 85 : 15$ .

Исходное соотношение интенсивностей от каждого изотопа в источнике ИНК-7-3  $I_{^{252}\text{Cf}}^0 / I_{^{250}\text{Cf}}^0 = 1,19 \cdot 10^3$  что свидетельствует о преобладающем вкладе  $^{252}\text{Cf}$  в первые 30 лет и постепенном увеличении вклада  $^{250}\text{Cf}$  после этого рубежа.

Результаты работы позволят проводить более точную оценку интенсивности источников на основе калифорния, применяемых на ИЯУ «Яліна», и определять изначальное соотношение изотопов  $^{252}\text{Cf}$  и  $^{250}\text{Cf}$ , при отсутствии такой информации в паспортных данных изготовителя источника нейтронов.

## ИССЛЕДОВАНИЕ ХИМИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ ОТРАБОТАВШИХ КОМПОЗИЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ПРИ ЗАХОРОНЕНИИ В КАЧЕСТВЕ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

После использования природных и композитных материалов для очистки ЖРО возникает проблема утилизации отработавшего сорбционного материала. Кондиционирование обычно состоит из включения отходов в матрицы, обеспечивающих хорошую механическую прочность, низкую растворимость и хорошую коррозионную стойкость.

Исследование химической устойчивости образцов отвержденных композиционных материалов на основе природных сланцев проводилось согласно ГОСТ 29114-91 [1]. Объектами исследования химической устойчивости являлись отвержденные неорганические и модифицированные сорбенты, использованные для очистки сред, моделирующих ЖРО, от радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ . В качестве матричного материала использовали цемент марки ПЦ-500 и полимерные пленки на основе поливинилового спирта, состав которых соответствует рецептурам защитных полимерных покрытий [2].

Показано, что скорость выщелачивания радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$  из цементной матрицы уже через трое суток испытаний составляет величину  $2 \cdot 10^{-4}$  г/(см<sup>2</sup>·сут). Данное значение соответствует критерию качества цементных компаундов согласно ГОСТ Р 51883-2002. Через месяц испытаний скорость выщелачивания радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$  составляет  $1 \cdot 10^{-5}$  г/(см<sup>2</sup>·сут).

Скорость выщелачивания радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$  из полимерных матриц уже через сутки испытаний составляет величину  $1 \cdot 10^{-4}$  г/(см<sup>2</sup>·сут), достигая через месяц испытаний значений  $\sim 3 \cdot 10^{-6}$  г/(см<sup>2</sup>·сут).

Результаты исследований фиксации радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$  композиционными материалами на основе природных сланцев без включения в матрицы показывают, что радионуклиды цезия прочно фиксируются в матрице сорбента.

### Выводы

Включение отработавших композиционных материалов, как в цементную, так и в поливиниловую матрицы, исключает поступление радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$  в окружающую среду при долгосрочном хранении.

Разработанные композиционные материалы могут быть использованы в качестве наполнителя при разработке полимерных дезактивирующих покрытий для увеличения их дезактивирующей способности и более прочной фиксации радионуклидов при окончательной изоляции радиоактивных отходов.

Композиционные материалы, полученные из природного сланца методом деструкции острым паром, могут быть использованы в качестве барьерных материалов при долговременном хранении контейнеров с РАО в хранилище, создании инженерных барьеров при строительстве ПЗРО, АЭС и других объектов атомной энергетики.

### Список использованных источников

1. Отходы радиоактивные. Методы измерения химической устойчивости радиоактивных отходов посредством длительного выщелачивания: ГОСТ 29114-91. – М.: Издательство стандартов, 1992. – 9 с.
2. Композиции дезактивирующие полимерные. Технические условия: ТУ ВУ 190341033.005-2015. – Введ. 09.02.2015. – Минск : Госстандарт, 2015. – 19 с.

**ИССЛЕДОВАНИЕ ГЛИНИСТЫХ МАТЕРИАЛОВ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ  
ДЛЯ ВОЗМОЖНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В СОСТАВЕ ИНЖЕНЕРНЫХ  
БАРЬЕРОВ ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ  
ОТХОДОВ БЕЛОРУССКОЙ АЭС**

Глинистые материалы, благодаря их уникальным свойствам, являются чрезвычайно перспективными для применения в качестве материалов ИББ пункта захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО). Следует отметить, что в НП-055-14, Нормах и правилах по обеспечению ядерной и радиационной безопасности и в других нормативных документах отсутствуют конкретные требования и рекомендации по выбору барьерных материалов и их характеристикам.

Недостаточное изучение свойств используемых материалов может привести к плохо проработанным и плохо обоснованным проектным решениям, где будут заложены характеристики материалов, которых нельзя достичь в реальных условиях. Излишний консерватизм при выборе материалов может привести к удорожанию проектируемого объекта, а отсутствие необходимых требований к материалу приведет к тому, что подрядчик будет выбирать материал исходя из его стоимости, а не защитных свойств.

В рамках научно-исследовательской работы и анализа различных применяемых подходов к выбору материалов ИИБ определены ключевые показатели качества и пригодности добываемого глинистого сырья для ПЗРО, а именно:

- число пластичности для глин в составе подстилающего экрана должно быть не менее 20, для суглинков при засыпке траншей – не менее 7;
- коэффициент фильтрации для глин в уплотненном состоянии – не менее  $10^{-5}$  м/сут, для суглинков –  $10^{-2}$ – $10^{-3}$  м/сут;
- общее содержание глинистой фракции (размер частиц  $<0,005$  мм) для глин – не менее 50 %, для суглинков – не менее 50 %;
- содержание минерала монтмориллонита для глин – не менее 30 %, для суглинков не нормировано;
- катионная обменная емкость для глин – не менее 20 мг-экв/100 г, для суглинков не нормировано.

Таким образом, по результатам анализа геологической информации и установленным основным показателям качества и пригодности глинистых материалов для использования в составе подстилающего экрана ПЗРО сформирован перечень эксплуатируемых месторождений глинистых материалов Республики Беларусь, который включает в себя 11 месторождений глин Минской, Витебской, Гомельской и Гродненской области, а также 2 месторождения суглинков Минской и Гомельской области. Из данных 13 разрабатываемых месторождений отобраны образцы глинистых материалов, для которых в дальнейшем будут определены их физико-химические свойства и возможность их использования в составе глиняного экрана ПЗРО Белорусской АЭС.



**ИССЛЕДОВАНИЕ СОРБЦИИ  $^{137}\text{Cs}$  И  $^{85}\text{Sr}$  ПЕРСПЕКТИВНЫМИ  
БЕЛОРУССКИМИ ГЛИНАМИ И СУГЛИНКАМИ ДЛЯ ИХ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ  
В СОСТАВЕ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ  
РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ БЕЛОРУССКОЙ АЭС**

В рамках научно-исследовательских работ проведен анализ физико-химических свойств добываемых в Республике Беларусь глинистых материалов и их соответствия критериям качества глин и суглинков, пригодных для использования в составе подстилающего экрана и засыпки траншей пункта захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО).

Анализ сорбционных свойств глин и суглинков в отношении радионуклида  $^{137}\text{Cs}$  показал, что природные глины из месторождений «Городное» «Кустиха» и «Марковское» и суглинки месторождений «Фанипольское» и «Крупейский сад» обладают высокими сорбционными показателями в отношении  $^{137}\text{Cs}$ , поскольку:

значения степени сорбции  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{85}\text{Sr}$  из водного раствора составляют около 99 %;

значение количественного показателя сорбции  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{85}\text{Sr}$  – коэффициента распределения составляют порядка 104 л/кг и уменьшается по месторождениям: «Городное» > «Марковское» > «Острожанское» > «Кустиха» > «10-й Хутор». Для суглинков из месторождений «Фанипольское» и «Крупейский сад»;

значение коэффициента распределения при следовых концентрациях  $^{137}\text{Cs}$  в 2–70 раз выше, чем при высоких концентрациях  $^{137}\text{Cs}$  и  $\text{Cs}$ . При следовых концентрациях ( $10^{-9}$  моль/л)  $^{137}\text{Cs}$  в водном растворе наилучшими по сорбционным характеристикам являются глины месторождений: «Городное» > «Марковское» > «Острожанское» > «Кустиха» > «10-й Хутор» и суглинки месторождений: «Фанипольское» > «Крупейский сад».

При высоких концентрациях  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{85}\text{Sr}$  ( $10^{-3}$  моль/л) в водном растворе наилучшими по сорбционным характеристикам являются глины месторождений: «10-й Хутор» > «Острожанское» > «Городное» > «Кустиха» > «Марковское» и суглинки месторождений: «Фанипольское» > «Крупейский сад».

При продолжительном контакте глинистых материалов с радионуклидами  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{85}\text{Sr}$  происходит перераспределение между подвижными и неподвижными их формами с увеличением доли (более 90 %) фиксированных неподвижных форм  $^{137}\text{Cs}$  для всех исследованных образцов глин и суглинков, а для  $^{85}\text{Sr}$  с выходом неподвижной формы (фиксированной) на стационарный уровень, что будет способствовать снижению вероятности миграции радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{85}\text{Sr}$  за пределы ПЗРО.

В результате проведенных исследований по выбранному критерию (степень сорбции радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{85}\text{Sr}$  из водного раствора) наилучшими сорбционными показателями в отношении  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{85}\text{Sr}$  при их низких (следовых) концентрациях обладают белорусские глины месторождений «Городное» Брестской области и «Марковское» Гомельской области и суглинков из месторождения «Фанипольское» Минской области. Полученные результаты в дальнейшем будут использованы для изучения влияния изменений гидрогеологических условий (концентрации конкурирующих ионов в растворе, кислотности) на сорбцию радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{85}\text{Sr}$  глинами, суглинком и выбора наилучших глинистых материалов с целью использования в составе подстилающего экрана ПЗРО Белорусской АЭС.

О.В. Бухал<sup>1</sup>, К.В. Гусак<sup>1</sup>, И.В. Жук<sup>1</sup>, С.И. Тютюнников<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь  
e-mail: o.bukhal@gmail.com

<sup>2</sup>Объединенный институт ядерных исследований,  
Дубна, Российская Федерация

**ИССЛЕДОВАНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ СКОРОСТЕЙ РЕАКЦИЙ ДЕЛЕНИЯ  
<sup>nat</sup>Pb, <sup>232</sup>Th, <sup>235</sup>U, <sup>238</sup>U В МАССИВНОЙ УРАНОВОЙ МИШЕНИ,  
ОБЛУЧЕННОЙ ПРОТОНАМИ С ЭНЕРГИЕЙ 660 МэВ**

Проведено моделирование облучения массивной урановой мишени протонами с энергией 660 МэВ методом Монте-Карло с использованием программного кода FLUKA.

Массивная урановая мишень состоит из 5 секций. Каждая секция представляет собой набор цилиндров из природного урана диаметром 3,6 см и длиной 10,4 см, составленных в гексагональную решетку. Между секциями имеются зазоры для расположения исследуемых образцов. Общая масса урана мишени составляет 512 кг. Мишень окружена 10-сантиметровой свинцовой защитой с входным окном для ввода пучка.

В результате моделирования облучения были получены нейтронные спектры в объеме мишени и на поверхности свинцовой защиты. Получены радиальные и аксиальные распределения скоростей реакций деления урана <sup>nat</sup>Pb(n,f), <sup>232</sup>Th(n,f), <sup>235</sup>U(n,f) и <sup>238</sup>U(n,f). Подсчитано общее количество деления урана в мишени. Проведен сравнительный анализ полученных данных с экспериментальными и расчетными данными ученых, участвующих в экспериментах по облучению массивной урановой мишени протонами с энергией 660 МэВ ускорителя Фазотрон, которые проводились в ОИЯИ, г. Дубна, Россия.

Исследования по облучению массивной урановой мишени проводятся в кооперации с учеными международной коллаборации «Энергия плюс Трансмутация РАО», целью которой является изучение реакций расщепления, генерации и переноса нейтронов, трансмутации радиоактивных отходов и продуктов деления ядерного топлива и старших актинидов, определение оптимальной энергии налетающего пучка бомбардирующих частиц в электроядерных установках 5-го поколения (ADS системах).

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь*

## **УСТАНОВКА ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ВЫНОСА ЛЕТУЧИХ ФОРМ РАДИОНУКЛИДОВ ПРИ ОЧИСТКЕ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ЦЕНТРОБЕЖНО-ВИХРЕВЫМ МЕТОДОМ**

Переработка жидких радиоактивных отходов низкого и среднего уровня радиоактивности осуществляется в парогенераторе при фазовом переходе жидкость–пар с глубокой очисткой ЖРО от радионуклидов за счет объемного испарения, одновременной центробежной сепарации испаряемой среды и локализации летучих форм радионуклидов.

Разнообразие химических форм радиоактивного йода в газовой среде требует сложных защитных систем для его локализации и разработки комбинированной фильтровальной установки со специальными фильтрами-адсорберами для локализации летучих форм соединения радиоактивных аэрозолей.

При очистке радиоактивных аэрозолей и соединений особое внимание необходимо уделять локализации летучих форм радионуклидов, а именно радиоаэрозолей CsI и газообразных  $^{131}\text{I}$ , HI и  $\text{CH}_3\text{I}$ , причем наиболее экологически опасными являются летучие соединения радиоактивного йода,

Выброс  $^{131}\text{I}$  в атмосферу на АЭС идет в основном в летучей (паровой) форме – в виде молекулярного йода  $\text{I}_2$  и органических соединений (главным образом, йодистый метил  $\text{CH}_3\text{I}$ ). Органическая форма йода – это наиболее летучая форма, которая не осаждается на поверхности, плохо выводится из газовой фазы и плохо задерживается фильтрами.

В настоящее время имеются разработки для улавливания летучих форм радиоактивного йода, использующие гранулированный сорбент на основе активированного угля марки СКТ-3И или термостойкий и влагостойкий сорбент на основе двуокиси титана, а также неорганический гранулированный сорбент на основе силикагеля.

В качестве сорбентов для фильтров возможно использование нанокompозитных материалов на основе силикагеля, содержащего от 2 до 12 мас.% Ag. Исследование сорбции из газовой фазы летучих соединений радиоактивного  $^{131}\text{I}$  показало, что наиболее эффективными являются сорбенты, содержащие в своем составе Ag в количестве 8–12 мас.%.

Для локализации летучих форм радионуклидов с целью максимального снижения выхода радиоактивных веществ в окружающую среду разработано устройство для очистки ЖРО от летучих форм радионуклидов, при фазовом переходе жидкость–пар.

Планируется усовершенствование установки для более глубокой очистки радиоактивных аэрозолей на различных фильтрующих элементах с целью минимальных выбросов в атмосферу, определяемых нормативными документами НРБ-99/2009 и СП АС-93.

## **ПРОГНОЗИРОВАНИЕ ГОЛОЛЕДО- И ТУМАНООБРАЗОВАНИЯ: УСЛОВИЯ И МЕХАНИЗМЫ ВОЗНИКНОВЕНИЯ И МЕТОДИКИ РАСЧЕТА**

Зимой, а также в период межсезонья, когда характерная температура воздуха для территории Беларуси находится в диапазоне от 0 до  $-15$  °С за счет испарений из градирни, в районе АЭС может формироваться местный микроклимат, характеризующийся повышенной влажностью атмосферного воздуха и сопровождающийся такими природными явлениями, как туманы, морось, изморозь и гололед.

Работающая градирня выбрасывает в атмосферу паровоздушный факел. Когда происходит его охлаждение (в результате контакта с более холодной земной поверхностью или в результате смешивания с более холодным воздухом), могут возникать условия для конденсации водяного пара в струе с высвобождением тепловой энергии. Сконденсировавшаяся влага распространяется в атмосфере в районе градирен и осаждается на почву, водную поверхность гидрологических объектов, а также близрасположенные сооружения.

Вследствие охлаждения теплого влажного воздуха при его движении над более холодной поверхностью суши и скопления в воздухе мельчайших продуктов конденсации водяного пара образуются туманы. Их интенсивность зависит от разности температур между воздухом и подстилающей поверхностью и от влагосодержания воздуха. Относительная влажность воздуха при туманах обычно близка к 100 %. Характерный радиус капель тумана обычно колеблется от 1 до 60 мкм. Большинство капель имеет радиус 5–15 мкм при положительной температуре воздуха и 2–5 мкм при отрицательной температуре.

Переохлажденные капли воды при соприкосновении с поверхностью, имеющей отрицательную температуру, смерзаются и образуется гололед. Расчетную температуру воздуха при гололеде рекомендуется принимать равной  $-5$  °С и считать ее расчетной температурой не только для времени образования осадка, но и для всего времени его существования. Гололед преимущественно (около 30 %) образуется при скорости ветра от 2 до 4 м/с.

Время замерзания переохлажденных капель воды различного размера, образующих отложения на каком-либо объекте, определяется температурой поверхности этого объекта и температурой воздуха, а также размером самих капель. Нарастание гололеда продолжается столько, сколько делятся переохлажденные осадки. Сохранение отложившегося гололеда может продолжаться несколько суток.

В общем случае моделирование процессов тумано- и гололедообразования представляет собой решение задачи тепломассопереноса в многокомпонентной среде воздух – пар – капельная влага и задачи осаждения компонентов парогазовой смеси на поверхностях в пределах площадки АЭС.

В данной работе дается обзор современного состояния знаний о механизмах и условиях образования и выпадения переохлажденных капель, способов прогнозирования соответствующих типов осадков. А также приводится анализ математических моделей, описывающих нарастание льда в различных атмосферных условиях.

## **ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ БИОТОПЛИВА И СМЕСЕВЫХ КОМПОЗИЦИЙ В ТОПЛИВНОМ БАЛАНСЕ БЕЛАРУСИ**

Использование в топливном балансе Беларуси возобновляемых и твердых местных видов топлива (МВТ) основывается на ресурсах биотоплива (дров, топливной щепы, отходов деревообработки, костры и других видов), торфа, торфобрикета, лигнина, смесевых составов. Значителен потенциал возобновляемых источников энергии – гидроресурсов, биогаза, ветровой и солнечной энергии. Анализ потребляемых в 2017–2018 гг. Топливный энергоресурс по секторам народного хозяйства показал, что основными потребителями МВТ являются энергетический сектор ~1,3 млн т у. т. и жилищный ~0,8 млн т у. т. в год. Часть лесных территорий и месторождений торфа Брестской, Гомельской и Могилевской области загрязнена радионуклидами чернобыльского происхождения и при сжигании загрязненных дров и торфа вероятно образование опасных зольных радиоактивных отходов, особенно в золе уноса и фильтрационной.

В работе представлены радиационные характеристики зольных отходов котельных установок ТЭЦ и мини-ТЭЦ ГПО «Белэнерго» и концерна «Беллесбумпром», полученные при сжигании биотоплива и местных видах топлива, загрязненными радионуклидами. Установлено, что на современных котельных установках, имеющих многоступенчатую высокоэффективную систему газоочистки с финишным электрофильтром, при сжигании загрязненных радионуклидами топливной щепы были зафиксированы высокие коэффициенты концентрирования  $^{137}\text{Cs}$  в фильтрационной золе с образование радиоактивных отходов.

Для повышения радиационной безопасности котельных установок различного дизайна и технологий сжигания в рамках программы фундаментальных и прикладных исследований был изучен вынос активности из топливной зоны (эмиссия) при сжигании смесевых топлив на основе топливной щепы и торфа (торфобрикета), а также с другими видами топлива и добавок.

Представлены результаты лабораторных исследований выноса  $^{137}\text{Cs}$  с дымовыми газами при слоевом сжигании проб щепы топлива с различными добавками торфа, торфобрикета.

Опыты проводились при поддержании температурного уровня в муфельной печи при горении в диапазоне 800–850 °С и стабильности подачи топлива и дутья. Вынос  $^{137}\text{Cs}$  с дымовыми газами рассчитывался из баланса активности в топливе и зольных отходах. С учетом значительных погрешностей измерений удельной активности  $^{137}\text{Cs}$  в топливе и золе значения уноса оценивались, как по средним значениям, так и в виде диапазонов достоверных значений (с вероятностью 95 %). Установлено, что определяющим фактором снижения выноса  $^{137}\text{Cs}$  из топочного пространства с дымовыми газами для данных смесей является зольность исходного топлива, которая варьируется за счет изменения доли торфа в пробе. Максимальный вынос цезия наблюдается при сжигании чистой топливной щепы зольностью до 1,0 %, наименьший – при сжигании проб щепы с добавкой до 40 % торфа – торфобрикета и суммарной зольностью пробы до 12–14 %. Результаты исследований обобщены и представлены в графическом виде.

Промышленный эксперимент на котельной установке ВОЕ ТОЕ при длительном сжигании партии смеси топливной щепы и 15 % торфобрикета подтвердил эффективность данного способа сжигания загрязненных радионуклидами топлив.

С учетом радиационной приемлемости и повышения экономичности использования биотоплива и смесей в топливном балансе следует рассмотреть и принять положение об отнесении торфа (торфобрикета) к возобновляемому или частично возобновляемому

энергоресурсу по аналогии с положением о торфе в некоторых странах ЕС, эффективно использующих данный топливный ресурс.

Работа выполнена в рамках Государственной программы научных исследований «Энергетические системы, процессы и технологии».

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь*

## **ВЛИЯНИЕ ТОПОЧНОГО РЕЖИМА НА УДЕЛЬНУЮ АКТИВНОСТЬ ЦЕЗИЯ- 137 В ЗОЛАХ ПРИ СЛОЕВОМ СЖИГАНИИ ДРЕВЕСНОГО ТОПЛИВА, ЗАГРЯЗНЕННОГО РАДИОНУКЛИДАМИ, В ПРОМЫШЛЕННЫХ УСЛОВИЯХ**

Использование биотоплива и местных видов топлива для производства электроэнергии и тепла в Беларуси основывается, в основном, на сжигании древесного топлива и торфа в топках котельных установок. Часть древесных топливных ресурсов республики загрязнена радионуклидами чернобыльского происхождения, преимущественно изотопом цезия-137. При сжигании малозольного топлива происходит концентрирование цезия-137 в зольных отходах и вероятность образования радиоактивных отходов (РАО). В работе представлены методика и результаты промышленного эксперимента, в которых показано влияние основных параметров топочного режима (температуры горения и паропроизводительности котла – аналог теплонапряженности) на изменение содержания цезия-137 в подовой и золе уноса (фильтрационной).

Исследования были проведены в суточном промышленном эксперименте одновременно на двух котельных установках одинакового проекта, работающих на древесных отходах одной партии. Котлы марки ДЕ 16/14ГМ с предтопками DG-10 (производства Казлу Руда, Литва), паропроизводительность  $D=16$  т пара в час (г. Шклов, Могилевская область) были оборудованы подвижными переталкивающими колосниковыми решетками и электрофильтром для очистки дымовых газов. Мощность котлов, работающих в отопительный период, изменялась в течение суток практически синхронно,  $\sim$  в 2 раза. В опытах ежечасно фиксировались режимные параметры, а с периодичностью 2 ч производился отбор проб зольных отходов (подовой золы и золы, уловленной электрофильтрами).

Анализ результатов измерений удельной активности цезия-137 в пробах показал, что содержание цезия-137 во всех пробах золы ниже значений уровня РАО, а удельная активность проб подовой золы в ряде проб выше фильтрационной. На содержание цезия-137 в пробах подовой золы из котла № 1 и 2 слабое влияние оказывают паропроизводительность и температура в топках. В фильтрационной золе установлено существенное влияние паропроизводительности и температуры в топке на уровень содержания цезия-137. В работе представлены обобщения и зависимости данных параметров на характеристики загрязнения фильтрационной золы.

На основании данного исследования рекомендуется, что при разработке и поиске оптимального проектного решения, например, применительно к проекту сжигания в котельных установках смесевых композиций «древесная щепа – торф, торфобрикет», необходимо учитывать особенности смесового топлива (зольность смеси, размеры топливных частиц-гранул и др.), а также характеристики котельно-топочного оборудования и систем газоочистки. При отладке оборудования с целью снижения риска образования зольных РАО потребуются, возможно, тестовые опыты.

Работа выполнена по Государственной программе научных исследований «Энергетические системы, процессы и технологии».

**А.Е. Синкевич**

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь  
e-mail: 7Sin AE@gmail.com*

## **СОВМЕСТНАЯ РАБОТА ИСПАРИТЕЛЬНОЙ ГРАДИРНИ И ВОДООХЛАЖДАЕМОГО КОНДЕНСАТОРА В СИСТЕМЕ ОХЛАЖДЕНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО БЛОКА БЕЛОРУССКОЙ АЭС**

Основная система охлаждающей воды (РА) предназначена для подачи охлаждающей воды на конденсаторы турбины и отвода нагретой воды для охлаждения на градирню во всех режимах нормальной эксплуатации [1].

Температурные условия по охлаждающей воде в конденсаторе обеспечиваются работой испарительной градирни.

На Белорусской АЭС предусмотрена на один энергоблок одна градирня площадью орошения 11400 м<sup>2</sup>.

Система запроектирована из условия обеспечения потребителей охлаждающей водой с температурой не менее 10 °С зимой и не более 33 °С летом. При расчете градирен величина номинального значения отвода тепла в атмосферу принята равной 1720 Гкал/ч, что соответствует 2000 МВт.

Анализ работы испарительной градирни проведен ОАО «СПб АЭП» в [2], где показано, что среднегодовая температура охлаждающей воды в среднем по метеоусловиям года в системе определена равной плюс 19,3 °С, максимальная (июль) – плюс 26,6 °С.

Таким образом, в результате выполненного исследования рассмотрено влияние внешних условий на параметры системы охлаждения энергоблока в течение годового цикла работы АЭС.

Расчетное обоснование выполнено в широкой области изменения рабочих параметров: температура охлаждающего воздуха изменялась в диапазоне от минус 10 °С до плюс 35 °С, температура охлаждающей воды на входе в конденсатор изменялась в диапазоне от +10 до +35 °С, тепловая нагрузка на градирню и конденсатор охватывала диапазон от 1200 до 2200 МВт.

### **Список использованных источников**

1. Белорусская АЭС, Блок 2, Глава 1 Общее описание атомной станции, Книга 2, БЛ-02065пм, 2015.
2. Определение охлаждающей способности градирен с построением расчётных номограмм для различных типов оросительных устройств. Технический отчёт, Белорусская АЭС, Энергоблоки № 1 и 2, Атомэнергопроект. – СПб., 2013.



*Международный государственный экологический институт имени А.Д. Сахарова  
Белорусского государственного университета,  
Минск, Республика Беларусь  
e-mail: hannakiev@gmail.com*

## **ПЕРВЫЙ В МИРЕ ПОДКРИТИЧЕСКИЙ СТЕНД, УПРАВЛЯЕМЫЙ ВНЕШНИМ ИСТОЧНИКОМ НЕЙТРОНОВ**

В настоящее время атомная энергетика – неотъемлемая часть мировой энергетики. Например, во Франции более 70 % энергии производится на атомных электрических станциях, в Англии – 19 %, в целом страны Евросоюза более 33 % энергии получают от АЭС. После аварии на Чернобыльской атомной электростанции, в период снижения темпов введения в эксплуатацию АЭС, были разработаны проекты ядерных установок с повышенным уровнем безопасности, но проблема обращения с радиоактивными долгоживущими отходами остается нерешенной. Обеспечить долговременное и устойчивое развитие мировой энергетической системы в целом невозможно без атомной энергетики, которую характеризуют: во-первых, высокая концентрация атомной энергии на единицу массы топлива, во вторых, наименьшее, по сравнению с энергетикой на органическом топливе, влияние на окружающую среду и, в третьих, большие запасы топлива.

Таким образом, атомная энергетика вступает в новую фазу развития, в начале XXI века основными проблемами современной атомной энергетики, в том числе для обеспечения ядерной безопасности и радиационной безопасности человека и окружающей среды, является решение двух важнейших научных и практических задач: создание безопасных ядерно-энергетических установок и решение проблем обращения с долгоживущими радиоактивными отходами (РАО), накопленными за время эксплуатации ядерных реакторов 1-го и 2-го поколений.

Современные научные исследования, в том числе проведенные в научном учреждении «ОИЯЭ – Сосны», показали, что наиболее перспективным путем уменьшения количества долгоживущих РАО является трансмутация – превращение долгоживущих нуклидов в короткоживущие и стабильные с помощью нейтронов в подкритических установках, управляемых внешними источниками нейтронов. Подкритические установки, управляемые внешними источниками нейтронов, получили название синэнергетических систем. Они объединяют несколько технологий, в том числе и ядерных (технологии деления, синтеза и расщепления ядер высокоэнергетическими пучками частиц или ядер), для разработки целостной системы производства энергии и реализации энергопроизводящих систем.

Сегодня дальнейшее развитие ядерной и реакторной физики позволяет находить применение полученным теоретическим и практическим результатам в смежных областях науки, которые находятся в стадии становления, например, в ядерной медицине. Кроме того, научное обеспечение вопросов ядерной и радиационной безопасности в современных условиях является одним из наиболее значимых аспектов безопасности и требует исследований в этой области. В перспективе необходимо продолжать успешно начатые научные исследования, привлекая возможности отечественной и международной научной кооперации.

**А. В. Глушков**

*Академия военных наук Российской Федерации,  
Москва, Российская Федерация  
e-mail: 4059800@gmail.com*

**ЯДЕРНАЯ, РАДИАЦИОННАЯ, ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ  
ТЕХНОЛОГИИ МИКИ В АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ И  
НАРОДНОМ ХОЗЯЙСТВЕ. СОРБЦИЯ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ-134 И  
КОБАЛЬТА-57 ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА ПРИМЕРЕ РАБОТ  
ИНСТИТУТА ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ АНРУЗ**

На протяжении длительного времени АЭС считались одним из самых перспективных и безопасных направлений энергетики. Десятки лет атомные электрические станции являлись условно экологически чистыми способами получения недорогой электро- и тепловой энергии. Атомные электростанции не выбрасывают в атмосферу дымовых газов. На них отсутствуют отходы в виде золы и шлаков. Постепенно в процессе эксплуатации стали выявляться экологические проблемы.

Главными негативными событиями в истории атомной энергетики, послужившими доказательством опасности атомных электростанций для окружающей среды и здоровья человека, стали взрыв 34 года назад на Чернобыльской АЭС на Украине в апреле 1986 года и авария в марте 2011 года на атомной станции Фукусима 1 в Японии, последствия от которых длительные периоды времени будут давать о себе знать. Экология этих районов очень сильно разрушена, а процесс восстановления займет десятилетия.

Современные объекты энергетики строятся с учетом минимизации всех возможных рисков, системы АСУ ТП дублируются и усиливаются. Несмотря на все меры предосторожности экологическую обстановку существенно ухудшают следующие факторы:

- различные виды радиационного излучения;
- заражение радиоактивными веществами прилегающей территории к станции радионуклидами и нерадиоактивными изотопами;
- избыточное количество тепла и радиоактивные отходы.

В связи с бурным развитием таких областей человеческой деятельности, как атомная энергетика, горнодобывающая и перерабатывающая промышленность, чтобы защитить людей и атмосферу от радиоактивных выбросов, встает проблема более полного извлечения как токсичных и радиоактивных, так и редких, дорогих элементов из почвы, сточных вод и водоемов.

**Пояснения к технологии модулирования ИК-излучения (МИКИ)**

Основанием для начала научных исследований послужил период работ по ликвидации аварии на Чернобыльской АЭС в период мая–июля 1986 года и последующих лет. В «Зоне отчуждения» на территории, после воздействия радиоактивными элементами – продуктами распада ядерного топлива, стали появляться не свойственные данной местности и периоду времени растения и животные, увеличение и ускоренный рост грибов, плодов фруктовых и овощных культур. Что послужило началом и продолжению работ по созданию специального эмиссионного покрытия МИКИ.

На основании наблюдений в прилегающих районах и населенных пунктах к Чернобыльской АЭС: Припять, Дитятки, Копачичи, Оранное и др. группой советских ученых в период 1987–1990 гг. активно проводились исследования в области практического применения ИК-излучения. Работы проводились одновременно при ВАХЗ им. С.К. Тимошенко, г. Москва, руководитель московской группы д.т.н., проф. Александр Васильевич Глушков и в Лаборатории № 1 Института материаловедения, Научно-производственное объединение «Физика-Солнце» АНРУз, г. Ташкент под руководством д. т. н., проф. Рустама Хакимовича Рахимова.

**В.А. Савельев<sup>1</sup>, С.Д. Коровкин<sup>2</sup>**

*<sup>1</sup>АО ГК «Системы и Технологии»,  
Владимир, Российская Федерация*

*<sup>2</sup>Ивановский государственный энергетический университет,  
Иваново, Российская Федерация*

## **ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ВОПРОСЫ ЭНЕРГОСНАБЖЕНИЯ, СОЗДАНИЯ ИНФОРМАЦИОННЫХ АНАЛИТИЧЕСКИХ СИСТЕМ И МОНИТОРИНГА ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ СЕВЕРНЫХ И АРКТИЧЕСКИХ ТЕРРИТОРИЙ С АСММ**

Развитие Арктической зоны РФ имеет стратегическое значение в обеспечении национальной безопасности государства и в обеспечении преимущества в условиях навязанных ей гибридных войн. Стратегической задачей в этих условиях становится создание площадок и точек присутствия на всем протяжении Северного морского пути с энергообеспечением объектов гражданского и военного назначения электроэнергией и теплом территорий и ведомств Росатома, Морфлота, МО РФ, пограничников, различных компаний и населения территориальных образований. Актуальность и необходимость решения отмеченных проблем отражены в доктрине энергетической безопасности.

Арктическая зона в принципе допускает возможность применения разных источников генерации: передвижные и стационарные дизельные станции (ДЭС), ветровые (ВЭС), солнечные (СЭС) и атомные станции малой мощности (АСММ). Особенности их применения рассмотрены в данном докладе.

Для кооперации и сотрудничества в рамках Евразийского пространства, для координации усилий при реагировании на кризисные ситуации можно выстроить среду информационного взаимодействия с соответствующими структурами других стран арктической зоны с соблюдением всех требований информационной безопасности.

Базой всей информационной инфраструктуры является комплекс информационно-аналитических систем субъектов АЗ РФ, включенных в активное информационное взаимодействие с центром управления АЗ РФ.

Региональные системы органов власти имеют двухуровневую структуру – уровень субъекта РФ и муниципальный уровень, где порождается первичная информация. Региональные системы постоянно актуализируют свои базы данных в темпе изменений ситуации на территории субъектов и периодически по регламенту осуществляют выгрузку изменений из своих баз данных в центральные базы данных ЦУ АЗ РФ, тем самым актуализируя их. Информационные модели территорий уровня арктической зоны в целом и уровня субъектов АЗ РФ должны быть унифицированы так, чтобы можно было проводить анализ данных, консолидированных на уровнях: АЗ РФ в целом, на региональном и муниципальном.

В кризисной ситуации с уровня ЦУ АЗ РФ возможно оперативное подключение к региональным системам органов власти субъектов РФ АЗ с целью выбора из региональных баз данных любой, нужной центру управления информации – региональной и муниципальной.

Учитывая особый статус северных территорий в плане безопасности государства и защиты национальных интересов, в информационном хранилище Центра управления АЗ РФ должны присутствовать два сегмента – открытый (интегрирующий данные из субъектов АЗ РФ и открытых источников) и закрытый, содержащий информацию, не подлежащую разглашению. Эту информацию в базы данных ЦУ АЗ РФ в рамках регламентов поставляют соответствующие службы и участники проектов.

В кризисных ситуациях возможно оперативное взаимодействие ЦУ АЗ РФ с ведомственными информационными системами участников проектов (например, с ситуационными центрами). Таким образом, при построении СУ АЗ РФ должны быть решены следующие задачи:

- создание (выбор) технологической платформы для автоматизированного проектирования систем информационной поддержки управления территориями и ТЭК;
- создание унифицированных информационных моделей территорий АЗ РФ, учитывающих специфику арктической зоны;
- создание унифицированной информационно-аналитической системы и ситуационного центра для управления территориями и ТЭК, поддерживающих управленческий цикл (мониторинг – анализ – прогноз – решение) ;
- разработка организационно-технологического механизма поддержки единого информационного пространства (согласования информационных моделей) СУ АЗ РФ.

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
Минск, Республика Беларусь  
E-mail: melnikov1991@bk.ru*

## **ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МОДЕЛИ ДИНАМИЧЕСКОГО ПРОГРАММИРОВАНИЯ В ЗАДАЧЕ ПЛАНИРОВАНИЯ ЭНЕРГОСИСТЕМ СО ЗНАЧИТЕЛЬНОЙ ДОЛЕЙ КОМБИНИРОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ И ТЕПЛА**

Энергетические системы многих стран помимо задачи покрытия электрической нагрузки генерируют значительную тепловую нагрузку различных потенциалов для покрытия нужд промышленности и коммунально-бытового сектора. Особенность покрытия тепловой нагрузки заключается в сильной ограниченности зоны действия источника тепловой энергии ввиду больших потерь, возникающих в процессе доставки тепла потребителю. Для решения задачи покрытия тепловых нагрузок эффективной технологией является комбинированная выработка электроэнергии и тепла (централизованное теплоснабжение), которая доказала свою экономичность, несмотря на имеющиеся проблемы по определению величин затрат на каждый из видов энергий. Альтернативным же способом покрытия тепловых нагрузок является раздельное энергоснабжение, т.е. покрытие нагрузок источниками одного вида энергии. Каждый из способов имеет свои сильные стороны и в процессе планирования энергосистем оба варианта являются конкурирующими. Проблема определения плана долгосрочного развития энергосистем для оптимального сочетания комбинированной и раздельной схем энергоснабжения является актуальной для многих стран, особенно по разным причинам имеющим избыточные мощности для одного из вариантов на фоне длительного отопительного периода.

Для определения рационального баланса вышеназванных способов энергоснабжения в условиях увеличения масштабов современных энергосистем возникает все большая необходимость к активному использованию специальных компьютерных моделей энергетического планирования, в частности моделей, использующих методы динамического программирования.

Наиболее известной моделью оптимизации энергосистем, предлагаемой организацией МАГАТЭ, является модель WASP-IV. В своих алгоритмах модель использует методы динамического программирования, может работать с разнообразными источниками, а также находить решения на основе заданных критериев надежности. Однако модель не имеет возможности прямой работы с тепловой нагрузкой, что резко затрудняет ее использование для энергосистем, содержащих значительную долю ТЭЦ и котельных установок.

Стоит отметить существование модели MESSAGE, в рамках которой существует упрощенный метод учета теплофикационных источников, но в котором игнорируются реальные энергетические характеристики, что явно может отрицательно повлиять на результаты проводимых расчетов.

Для решения данной проблемы на основе алгоритмов моделей WASP-IV и MESSAGE была разработана оптимизационная модель с дополненной целевой функцией с целью обеспечения возможности прямого учета теплоисточников и тепловой нагрузки в оптимизируемой энергосистеме. Таким образом при нахождения наилучшего решения в модели выполняются многочисленные сравнения возможных конфигураций расширения энергосистемы, которые представляют собой различные сочетания комбинированной и раздельной схем энергоснабжения. Итоговая оптимальная последовательность конфигураций энергосистемы определяется при использовании метода динамического программирования Беллмана.

В составе разработанной модели в качестве способа описания электрических и тепловых потребностей используются графики продолжительности нагрузки с соответствующими величинами пиковой мощности, а часть исходных данных, описывающих существующие источники и источники-претенденты для ввода, представлены в виде краткого ряда атрибутов, которые характерны для любого источника традиционной энергетики (мощность, эффективность и т.д.).

Модель является гибкой и главным образом рассчитана для применения сценарного подхода к исследованию энергосистем, т.е. предполагается проведение многочисленных расчетов при различных глобальных ситуациях в исследуемой энергосистеме.

Заметным отличием от модели WASP является способ организации ввода коридоров конфигураций расширения исследуемой энергосистемы, так как для каждой представленной ТЭЦ задаются отдельные границы потенциально вводимого оборудования для каждого года исследуемого периода.

В ходе тестирования модель показала работоспособность и может использоваться для составления долгосрочных планов развития энергосистем, в которых при покрытии тепловых нагрузок явно доминируют источники централизованного теплоснабжения.

## Содержание

Г.З. Серебряный, М.Л. Жемжуров РАДИОТОКСИЧНОСТЬ ОБЛУЧЕННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА ВВЭР-1200 В ЗАВИСИМОСТИ ОТ ВЫГОРАНИЯ И ВРЕМЕНИ ВЫДЕРЖКИ.....	3
М.Л. Жемжуров, Г.М. Жмура, Г.З. Серебряный, И.Е. Рубин, Н.М. Днепровская, Н.А. Тетерева, И.В. Руденков, Л.Ф. Бабичев, К.А. Грибанова, В.Г. Ковалевич ОЦЕНКА ОБЪЕМОВ ПОДЛЕЖАЩИХ ГЛУБИННОМУ ЗАХОРОНЕНИЮ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ В РЕЗУЛЬТЕ АКТИВАЦИИ КОНСТРУКЦИОННЫХ И ЗАЩИТНЫХ МАТЕРИАЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1200 БЕЛОРУССКОЙ АЭС.....	4
Г.В. Макаревич, И.А. Сальникова, В.В. Сасковец ИЗУЧЕНИЕ ПРОЦЕССА ВАКУУМНОЙ ДЕГАЗАЦИИ ЛИТЕЙНОГО АЛЮМИНИЕВОГО СПЛАВА АК12.....	5
О.Э. Муратов ПРОБЛЕМЫ И ПЕРСПЕКТИВЫ МАЛОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ.....	6
И.О. Зверева, В.В. Каширский, О.Н. Келлер АЛЬФА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ИЗОТОПОВ ПЛУТОНИЯ С РАДИОХИМИЧЕСКОЙ ПОДГОТОВКОЙ ОБРАЗЦОВ.....	8
О.Б. Гурко, М.А. Козел САМООЦЕНКА ЯДЕРНОЙ ИНФРАСТРУКТУРЫ НА ЭТАПЕ 3 – ПОДГОТОВКИ К ВВОДУ В ЭКСПЛУАТАЦИЮ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ.....	9
М.Л. Жемжуров, Н.Д. Кузьмина, М.А.Козел, К.А. Грибанова АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ВЫПОЛНЕННОГО КОМПЛЕКСНОГО ИНЖЕНЕРНОГО И РАДИАЦИОННОГО ОБСЛЕДОВАНИЯ ЗАКОНСЕРВИРОВАННЫХ И ВЫВОДИМЫХ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ХРАНИЛИЩ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ УП ЭКОРЕС.....	11
М.Л. Жемжуров, Н.Д. Кузьмина, К.А. Грибанова РАЗРАБОТКА КОНЦЕПЦИИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ СПЕЦПРЕДПРИЯТИЯ ПО ОБРАЩЕНИЮ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ УП «ЭКОРЕС».....	12
Н.В. Горбачева, Н.Д. Кузьмина, Н.В. Кулич, С.Н. Яцко, Ю.А. Корчева ВЕРОЯТНОСТНЫЙ АНАЛИЗ НАДЕЖНОСТИ ПРИПОВЕРХНОСТНОГО ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ.....	13
В.В. Торопова, А.В. Радкевич, В.П. Петрушкевич, В.В. Саплица ПЕРЕРАБОТКА ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ СЛОЖНОГО ХИМИЧЕСКОГО СОСТАВА.....	15
В.В. Сасковец, В.В. Торопова, А.В. Радкевич, О.Б. Коренькова, Е.Э. Венглинская ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ТЕРМОДЕСТРУКЦИИ ПРИРОДНЫХ СЛАНЦЕВ ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ КОМПОЗИЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ, СЕЛЕКТИВНЫХ ПО ОТНОШЕНИЮ К РАДИОНУКЛИДАМ ЦЕЗИЯ, СТРОНЦИЯ И КОБАЛЬТА.....	16
В.В. Воробьёв, В.В. Сорокин ОБЕСПЕЧЕНИЕ СЕПАРАЦИИ ПАРА В ГОРИЗОНТАЛЬНЫХ ПАРОГЕНЕРАТОРАХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК ВВЭР РАЗНЫХ ПОКОЛЕНИЙ (ОБЗОР) .....	17

В.В. Сорокин ТЕПЛОИЗОЛЯЦИЯ ДЛЯ ЗАЩИТЫ ГЕРМЕТИЧНОГО ОГРАЖДЕНИЯ АЭС-2006 ОТ ДЕЙСТВИЯ ПАССИВНЫХ КАТАЛИТИЧЕСКИХ РЕКОМБИНАТОРОВ ВОДОРОДА.....	18
А.А. Сафронова, М.В. Конопелько, А.А. Суходольская, Л.Л. Василевский, И.В. Жук ИССЛЕДОВАНИЕ УРОВНЕЙ СОДЕРЖАНИЯ РАДОНА В ВОЗДУХЕ ЗДАНИЙ НА ТЕРРИТОРИИ БРЕСТСКОЙ ОБЛАСТИ БЕЛАРУСИ.....	19
Т.В. Беседина, В.В. Воробьёв, В.А. Немцев, В.В. Сорокин ЭФФЕКТИВНОСТЬ ТЕПЛОТВОДА В НЕЙТРОНООБРАЗУЮЩИХ МИШЕНЯХ ПОДКРИТИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ СИСТЕМ, ОСНАЩЕННЫХ МИКРОКАНАЛАМИ.....	20
В.У. Лемешев, В.А. Немцев ОПЫТ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПРЯМОТОЧНОГО ПАРОГЕНЕРАТОРА ГЛАВНОГО КОНТУРА ОП АЭС БРИГ-300 С ХИМИЧЕСКИ РЕАГИРУЮЩИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ НИТРИН СВЕРХКРИТИЧЕСКОГО ДАВЛЕНИЯ.....	21
В.А. Немцев <sup>1</sup> , В.Н. Степаненко <sup>2</sup> ПЕРСПЕКТИВНОСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ ХИМИЧЕСКИ РЕАГИРУЮЩЕЙ ЧЕТЫРЕХОКСИ АЗОТА В КАЧЕСТВЕ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ И РАБОЧЕГО ТЕЛА СОЛНЕЧНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ (СЭС).....	22
В.А. Немцев <sup>1</sup> , А.М. Черкашин <sup>2</sup> ОСОБЕННОСТИ ТЕПЛОПЕРЕДАЧИ В ПРЯМОТОЧНЫХ ПАРОГЕНЕРАТОРАХ «ВОДА – ФРЕОН-113».....	23
А.А. Баклай, Л.Н. Москальчук, Т.Г. Леонтьева, Н.А. Маковская ИССЛЕДОВАНИЕ СОРБЦИИ <sup>137</sup> Cs И <sup>85</sup> Sr ИЛЛИТОМ, ВЫДЕЛЕННЫМ ИЗ ГЛИНИСТО-СОЛЕВЫХ ШЛАМОВ ОАО «БЕЛАРУСЬКАЛИЙ».....	24
А.М. Петровский, Т.Н. Корбут, Э.А. Рудак, М.О. Кравченко НЕЙТРОННАЯ АКТИВНОСТЬ ЗА СЧЕТ СПОНТАННОГО ДЕЛЕНИЯ И ЗА СЧЕТ РЕАКЦИИ ( $\alpha$ , n) ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР .....	26
Э.А. Рудак, Т.Н. Корбут, М.О. Кравченко, А.М. Петровский МАТЕМАТИЧЕСКОЕ ОПИСАНИЕ ТЕПЛООВОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА В КАЧЕСТВЕ АНАЛОГА ЗАТУХАЮЩЕГО ГАРМОНИЧЕСКОГО ОСЦИЛЛЯТОРА.....	27
М.В. Бобкова, Т.Н. Корбут, Э.А. Рудак ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ФИЗИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ РОЖДЕНИЯ И ГИБЕЛИ ЧАСТИЦ ДЛЯ ОПИСАНИЯ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ НЕЙТРОНОВ С РАЗМНОЖАЮЩЕЙ СРЕДОЙ.....	28
В.Н. Степаненко, Е.А. Шапорова, С.В. Василевич, Д.Е. Бельская ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПСЕВДООЖИЖЕНИЯ НА ПРИМЕРЕ РАБОТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ УСТАНОВКИ С РЕАКТОРОМ КИПЯЩЕГО СЛОЯ ЧАСТИЦ КРЕМНИЯ.....	29
И.А. Едчик, С.В. Корнеев, М.О. Кравченко ОПРЕДЕЛЕНИЕ ИНТЕНСИВНОСТИ КАЛИФОРНИЕВОГО ИСТОЧНИКА НЕЙТРОНОВ НА ИЯУ «ЯЛІНА».....	30
О.Б. Коренькова, Н.И. Вороник, Т.Л. Шубарова ИССЛЕДОВАНИЕ ХИМИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ ОТРАБОТАВШИХ КОМПОЗИЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ПРИ ЗАХОРОНЕНИИ В КАЧЕСТВЕ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ.....	31



Н.А. Маковская, А.А. Баклай, Т.Г. Леонтьева ИССЛЕДОВАНИЕ ГЛИНИСТЫХ МАТЕРИАЛОВ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ ДЛЯ ВОЗМОЖНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В СОСТАВЕ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ БЕЛОРУССКОЙ АЭС.....	32
Н.А. Маковская, А.А. Баклай, Т.Г. Леонтьева ИССЛЕДОВАНИЕ СОРБЦИИ $^{137}\text{Cs}$ И $^{85}\text{Sr}$ ПЕРСПЕКТИВНЫМИ БЕЛОРУССКИМИ ГЛИНАМИ И СУГЛИНКАМИ ДЛЯ ИХ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В СОСТАВЕ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ БЕЛОРУССКОЙ АЭС.....	33
О.В. Бухал <sup>1</sup> , К.В. Гусак <sup>1</sup> , И.В. Жук <sup>1</sup> , С.И. Тютюнников <sup>2</sup> ИССЛЕДОВАНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ СКОРОСТЕЙ РЕАКЦИЙ ДЕЛЕНИЯ $^{\text{NAT}}\text{Pb}$ , $^{232}\text{Th}$ , $^{235}\text{U}$ , $^{238}\text{U}$ В МАССИВНОЙ УРАНОВОЙ МИШЕНИ, ОБЛУЧЕННОЙ ПРОТОНАМИ С ЭНЕРГИЕЙ 660 МэВ.....	34
Н.И. Васильев, М. Л. Жемжуров УСТАНОВКА ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ВЫНОСА ЛЕТУЧИХ ФОРМ РАДИОНУКЛИДОВ ПРИ ОЧИСТКЕ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ЦЕНТРОБЕЖНО-ВИХРЕВЫМ МЕТОДОМ.....	35
М.Л. Михайлюк, А.Г. Трифонов ПРОГНОЗИРОВАНИЕ ГОЛОЛЕДО- И ТУМАНООБРАЗОВАНИЯ: УСЛОВИЯ И МЕХАНИЗМЫ ВОЗНИКНОВЕНИЯ И МЕТОДИКИ РАСЧЕТА.....	36
В.Н. Соловьёв, А.Г. Трифонов, В.И. Корбут, Г.И. Фокина ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ БИОТОПЛИВА И СМЕСЕВЫХ КОМПОЗИЦИЙ В ТОПЛИВНОМ БАЛАНСЕ БЕЛАРУСИ.....	37
В. Н. Соловьёв, И.Г. Плещенков, А.С. Левчук ВЛИЯНИЕ ТОПОЧНОГО РЕЖИМА НА УДЕЛЬНУЮ АКТИВНОСТЬ ЦЕЗИЯ-137 В ЗОЛАХ ПРИ СЛОЕВОМ СЖИГАНИИ ДРЕВЕСНОГО ТОПЛИВА, ЗАГРЯЗНЕННОГО РАДИОНУКЛИДАМИ, В ПРОМЫШЛЕННЫХ УСЛОВИЯХ.....	39
А.Е. Синкевич СОВМЕСТНАЯ РАБОТА ИСПАРИТЕЛЬНОЙ ГРАДИРНИ И ВОДООХЛАЖДАЕМОГО КОНДЕНСАТОРА В СИСТЕМЕ ОХЛАЖДЕНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО БЛОКА БЕЛОРУССКОЙ АЭС.....	40
А.И. Киевицкая ПЕРВЫЙ В МИРЕ ПОДКРИТИЧЕСКИЙ СТЕНД, УПРАВЛЯЕМЫЙ ВНЕШНИМ ИСТОЧНИКОМ НЕЙТРОНОВ.....	41
А. В. Глушков ЯДЕРНАЯ, РАДИАЦИОННАЯ, ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ ТЕХНОЛОГИИ МИКИ В АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ И НАРОДНОМ ХОЗЯЙСТВЕ. СОРБЦИЯ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ-134 И КОБАЛЬТА-57 ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА ПРИМЕРЕ РАБОТ ИНСТИТУТА ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ АНРУЗ.....	42
В.А. Савельев <sup>1</sup> , С.Д. Коровкин <sup>2</sup> ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ВОПРОСЫ ЭНЕРГОСНАБЖЕНИЯ, СОЗДАНИЯ ИНФОРМАЦИОННЫХ АНАЛИТИЧЕСКИХ СИСТЕМ И МОНИТОРИНГА ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ СЕВЕРНЫХ И АРКТИЧЕСКИХ ТЕРРИТОРИЙ С АСММ.....	43
А.С. Мельников ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МОДЕЛИ ДИНАМИЧЕСКОГО ПРОГРАММИРОВАНИЯ В ЗАДАЧЕ ПЛАНИРОВАНИЯ ЭНЕРГОСИСТЕМ СО ЗНАЧИТЕЛЬНОЙ ДОЛЕЙ КОМБИНИРОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ И ТЕПЛА....	45

Научное издание

**VIII Международная конференция  
«Атомная энергетика, ядерные и радиационные  
технологии XXI века»**

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

Минск,  
23–26 июня 2020 г.

Ответственный за выпуск А.В. Радкевич

Компьютерная вёрстка, дизайн  
и оформление оригинал-макета  
Д.М. Максимович

Редактор  
Л.А. Некрасова

Подписано в печать 10.06.2020. Формат 60x84<sub>1/8</sub>. Гарнитура Roman.

Печать цифровая. Усл. печ.л. 5,9. Уч.-изд. л. 4,8.

Тираж 100 экз. Заказ № 2.

Отпечатано на устройстве «XEROX–275» научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны». 20109, Беларусь, г. Минск, а/я 119.