



**СБОРНИК
ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ**

**15-й Международной научно-практической
конференции по атомной энергетике
БЕЗОПАСНОСТЬ, ЭФФЕКТИВНОСТЬ, РЕСУРС**

**Россия
Севастополь
30 сентября ÷ 5 октября 2019 г.**

Сборник тезисов докладов 15-й Международной научно-практической конференции по атомной энергетике «Безопасность, эффективность, ресурс» – Севастополь, Оргкомитет МНПК АЭ-2019. – 104 с.: илл.

В Сборнике представлены тезисы докладов участников 15-й Международной научно-практической конференции по атомной энергетике «Безопасность, эффективность, ресурс» (МНПК АЭ-2019).

Редакционная коллегия: А.А. Саркисов, В.Ф. Тишков (отв. редактор), И.И. Свириденко, В.А. Ксенофонтова (секретарь)

Утверждено к печати Ученым советом Севастопольского государственного университета.

Издание осуществлено с оригинал-макета, подготовленного Оргкомитетом Международной научно-практической конференции по атомной энергетике «Безопасность, эффективность, ресурс».

© Оргкомитет Международной научно-практической конференции по атомной энергетике «Безопасность, эффективность, ресурс» (МНПК АЭ-2019), 2019

© Севастопольский государственный университет, 2019

© Авторы, 2019



ОРГАНИЗАТОРЫ



Севастопольский государственный
университет



АО «Всероссийский научно-
исследовательский институт по
эксплуатации атомных электростанций»



Институт проблем
безопасного развития
атомной энергетики РАН



Национальный
исследовательский центр
«Курчатовский институт»



Ядерное общество
России

ПРИ ПОДДЕРЖКЕ



РОСАТОМ
Государственная корпорация
по атомной энергии



АО «Концерн Росэнергоатом»

ТЕХНИЧЕСКИЙ ОРГАНИЗАТОР



ООО «НПК «Форт»



ОГЛАВЛЕНИЕ

<i>Георгиевская Е.В.</i> Оценка надежности теплообменного оборудования АЭС на ранних стадиях проектирования // <i>Сухоруков Ю.Г., Георгиевская Е.В.</i>	8
<i>Гурович Б.А.</i> Исследование возможности использования сплава 42ХНМ в качестве оболочки толерантного ТВЭЛа // <i>Гурович Б.А., Фролов А.С., Мальцев Д.А., Кулешова Е.А., Федотова С.В.</i>	10
<i>Дмитриев С.М.</i> Экспериментальное исследование гидродинамических процессов турбулентного смешения потоков теплоносителя в основном оборудовании ЯЭУ // <i>Дмитриев С.М., Бородин С.С., Легчанов М.А., Рязанов А.В., Солнцев Д.Н., Хробостов А.Е.</i>	13
<i>Котов В.В.</i> Расчетное обоснование водородной безопасности АЭС с ВВЭР с использованием трехмерных программных кодов // <i>Котов В.В., Игнатъев А.А., Капица Д.В., Шурыгина Н.Ю.</i>	15
<i>Мальцев Д.А.</i> Влияние концентрации гадолиния и технологии изготовления уран-гадолиниевого топлива на структурно-фазовое состояние // <i>Мальцев Д.А., Гурович Б.А., Кулешова Е.А., Фролов А.С., Федотова С.В.</i>	18
<i>Михалычева Э.А.</i> Сравнительная вероятностная оценка надежности систем охлаждения активной зоны высокого и низкого давления // <i>Михалычева Э.А., Сафонов П.В., Лукашевич Ю.А.</i>	20
<i>Калугин М.А.</i> Совершенствование технологии ВВЭР // <i>Семченков Ю.М., Калугин М.А.</i>	23
<i>Антоненко М.В.</i> Вывод из эксплуатации ядерно-опасных и радиационно-опасных объектов ФГУП «ГХК» // <i>Антоненко М.В., Соколов К.Ю.</i>	26
<i>Федоров М.С.</i> Моделирование тяжелой аварии в бассейне выдержки АЭС-2006 // <i>Звонарев Ю.А., Меркулов В.В., Федоров М.С., Нацекин М.Д., Коновалов О.И.</i>	29
<i>Котов Я.А.</i> Моделирование нейтронно-физических процессов в обоснование концепции быстрого реактора малой мощности с эвтектическим Na-Tl теплоносителем // <i>Котов Я.А., Алексеев П.Н., Фомиченко П.А., Шимкевич А.Л.</i>	31



- Поваренский Р.Б.* Расчет течения водовоздушной смеси в устройстве очистки на АЭС при аварии с потерей теплоносителя // *Поваренский Р.Б., Матюшев Л.А., Катица Д.В.* 33
- Федотова С.В.* Возврат структурного состояния корпусов реакторов ВВЭР-440 путем проведения повторного восстановительного отжига для продления их срока службы до 60 лет // *Федотова С.В., Кулешова Е.А., Гурович Б.А., Мальцев Д.А., Фролов А.С., Жучков Г.М.* 34
- Лубина А.С.* Разработка концепции перспективного быстрого реактора большой мощности с металлическим топливом для решения задач ресурсообеспеченности развивающейся перспективной атомной энергетики // *Бландинский В.Ю., Лубина А.С., Седов А.А.* 36
- Кулешова Е.А.* Деградация структуры материалов ВКУ, отработавших 45 лет в эксплуатационных условиях реактора ВВЭР-440 // *Кулешова Е.А., Гурович Б.А., Фролов А.С., Мальцев Д.А., Федотова С.В.* 39
- Фролов А.С.* Методика определения прочностных характеристик кольцевых образцов из облученных материалов с низким уровнем пластичности // *Фролов А.С., Гурович Б.А., Федотов И.В., Мальцев Д.А.* 41
- Лепешкин А.А.* Анализ учета в нормативных правовых актах и нормативных документах, регламентирующих требования по обеспечению безопасности плавучих транспортных и транспортабельных ядерных установок, требований международных документов по регулированию безопасности ядерных установок // *Лепешкин А.А., Каменский Д.А.* 44
- Легошин П.В.* Проектный коэффициент готовности АЭС, как элемент конкурентоспособности АЭС российского дизайна на европейском рынке // *Легошин П.В., Тимченко В.С., Козлов Ю.И., Ершов Г.А.* 47
- Чухно В.И.* Подходы для численного моделирования движения расплава и формирования бассейна расплава при тяжелой аварии в быстром реакторе // *Чухно В.И., Климонов И.А., Усов Э.В., Прибатурин Н.А., Мосунова Н.А.* 51
- Невиница В. А.* Об организации топливного цикла легководного реактора с полным использованием регенерированного урана и плутония // *Невиница В. А., Бобров Е.А., Родионова Е.В., Фомиченко П.А., Смирнов А. Ю., Гусев В.Е., Сулаберидзе Г. А.* 52



- Лежнин С.И.* Некоторые задачи теплогидравлики при моделировании аварий в реакторных установках на быстрых нейтронах // *Лежнин С.И., Прибатурин Н.А., Лобанов П.Д., Усов Э.В.* 54
- Бирюков А.Н.* Управление ресурсом АЭС с РБМК. Восстановление зазора между графитовой кладкой и металлоконструкцией схемы "КЖ". // *Слободчиков А.В., Бирюков А.Н., Решетин В.Л., Бакулин Д.В., Подосинников А.А., Рахманов А.П., Корецкий С.А., Кондрашин Д.А.* 57
- Безотосный С.С.* Расчётные и экспериментальные исследования сверхвысокочастотного разогрева и извлечения битумного компаунда // *Безотосный С.С., Тишков В.Ф., Шевелев Д.В., Притыка И.А., Тимофеев Л.Н., Вишняков П.Е., Фролова М.А.* 59
- Притыка И.А.* Переработка РАО с помощью кавитирующей плазмы // *Притыка И.А., Тишков В.Ф., Вишняков П.Е., Безотосный С.С., Тимофеев Л.Н., Шевелев Д.В.* 65
- Гафуров Т.Х.* Разработка быстродействующего электромагнитного клапана для управления исполнительными органами судовых ядерных энергетических установок 69
- Федорова С.А.* Использование нанопорошков тугоплавких металлов при кондиционировании ЖРО. // *Федорова С.А., Гавриш В.М., Гавриш О.П., Чайка Т.В.* 71
- Семенов В.П.* Атомные когенерационные энергоблоки в решении энергетических, экологических и социальных вопросов развития регионов России 73
- Безотосный С.С.* Сверхвысокочастотный метод иммобилизации ИОС // *Безотосный С.С., Тишков В.Ф., Шевелев Д.В., Притыка И.А., Тимофеев Л.Н., Вишняков П.Е., Фролова М.А., Пономаренко П.А.* 79
- Свириденко И.И.* Особенности организации теплоотвода автономной термосифонной СПОТ Р для ВВЭР и РWR // *Свириденко И.И., Шевелев Д.В.* 82



<i>Фролова М.А.</i> Анализ скорости образования космогенного радиоуглерода. <i>// Пономаренко П.А., Фролова М.А., Безотосный С.С.</i>	87
<i>Новых А.В.</i> Технологии аккумулирования тепловой энергии <i>// Новых А.В., Мендес Перез Х.А., Гонзалез-Диаз Б., Баглай В.Л., Капустянский М.С., Свириденко И.И.</i>	90
<i>Трифонов А.Г.</i> Анализ динамической устойчивости пленочной конденсации в контуре охлаждения системы пассивного отвода тепла АЭС <i>// Андрижиевский А.А., Трифонов А.Г.</i>	95
<i>Крюков А.М.</i> Актуальные проблемы оценки радиационного охрупчивания корпусов ВВЭР	98
<i>Маликов А.Т.</i> Создание системы аварийного и поставарийного отбора проб реакторов типа ВВЭР <i>// Маликов А.Т., Вилков Н.Я., Кирпиков Д.А., Мирошниченко И.В., Саранча О.Н., Чертков А.А.</i>	100



ОЦЕНКА НАДЕЖНОСТИ ТЕПЛООБМЕННОГО ОБОРУДОВАНИЯ АЭС НА РАННИХ СТАДИЯХ ПРОЕКТИРОВАНИЯ

Сухоруков Ю.Г., Георгиевская Е.В.

ОАО «НПО ЦКТИ», Санкт-Петербург, Россия
GeorgievskajaEV@ckti.ru

Одной из важных тенденций развития стационарной атомной энергетики в последние годы является минимизации стоимости изготовления и обслуживания оборудования, что предполагает, в частности, снижение металлоемкости и повышение показателей надежности (срок службы, межремонтный период, коэффициент готовности, коэффициент технического использования, наработка на отказ). При этом вопрос обеспечения гарантированных показателей надежности встает уже на ранних стадиях проектирования теплообменного оборудования АЭС, когда еще не до конца проработана конструкция аппаратов, нет ясности с режимами их работы и особенностями эксплуатации, технологиями изготовления и влиянием человеческого фактора. В совокупности с отсутствием представительных статистических данных по надежности теплообменного оборудования на сверхдлительных сроках службы (до 60 лет) это не позволяет использовать классические подходы к решению проблемы надежности и требует разработки новых методик. Предложенный в данной работе подход базируется на корреляционной связи вероятности безотказной работы с детерминистическими коэффициентами запаса по прочности, определяемыми на стадии выбора основных размеров аппарата, и учитывает все требования отраслевых нормативных документов. Он позволяет обосновать заявленные показатели надежности оборудования или принять необходимые конструкторско-технологические меры к повышению его надежности на начальных стадиях проектирования, что может существенно сократить сроки и стоимость проектирования.

Оценка надежности проводится в следующей последовательности:

- выбор критериев отказа и предельных состояний;
- назначение временных параметров, не относящихся к показателям надежности с учетом функционального назначения оборудования и имеющегося опыта эксплуатации;



– выбор номенклатуры показателей надежности в соответствии с отраслевой нормативной базой и техническими требованиями на проектирование;

– разработка структурной схемы оборудования с учетом принятых критериев отказа и реализуемых в процессе эксплуатации предельных состояний;

– определение коэффициентов запаса по прочности на базе расчета по выбору основных размеров по методу «нагрузка–несущая способность»;

– обоснование законов распределения параметров надежности, характерных для периода постепенных отказов вследствие износа и старения оборудования;

– определение вероятности безотказной работы с учетом возможных коэффициентов вариации несущей способности конструкции и внешней нагрузки;

– определение частоты отказов с учетом предположений об их распределении в пределах рассматриваемого периода;

– расчет показателей надежности при заданных значениях срока службы, продолжительности ремонтов и среднего времени восстановления работоспособного состояния поврежденных элементов;

– сопоставление результатов с нормативными или заданными в технической документации) требованиями.

Предложенный подход был успешно опробован при обосновании надежности вновь проектируемых подогревателей низкого давления для проекта АЭС «Бушер-2».



ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ СПЛАВА 42ХНМ В КАЧЕСТВЕ ОБОЛОЧКИ ТОЛЕРАНТНОГО ТВЭЛА

**Гурович Б.А.¹, Фролов А.С.¹, Мальцев Д.А.¹,
Кулешова Е.А.², Федотова С.В.¹**

¹НИЦ «Курчатовский Институт», Москва, Россия,

²НИЯУ «МИФИ», Москва, Россия,

gurovich_ba@nrcki.ru, evgenia-orm@yandex.ru

Одним из перспективных вариантов использования толерантного топлива является его применение совместно с оболочкой из сплава 42ХНМ. Этот сплав обладает уникальным комплексом эксплуатационных свойств, в том числе, высокой коррозионной стойкостью в паровой среде, отсутствием склонности к МККР, высокотехнологичен. Основным недостатком, ограничивающим его использование, является провал пластичности при относительно длительных нагревах и выдержках при температурах $\sim 600\div 800$ °С после нейтронного облучения, обнаруженный в работах АО «ГНЦ НИИАР» [1].

В этой связи, для прогнозирования поведения сплава 42ХНМ, а также для обоснования принципиальной возможности его использования в качестве особо тонкостенных оболочек ТВЭЛов для действующих и перспективных реакторов были проведены исследования методами просвечивающей и растровой электронной микроскопии фрагментов облученных оболочек ПЭЛов, отработавших ~ 10 лет в условиях ВВЭР-1000 1-го блока Калининской АЭС, после термических обработок по различному типу и закалок в воду после изотермической выдержки, в том числе, при быстром нагреве до температур $600\div 800$ °С применительно к реальным сценариям проектных аварий.

Микроструктура образцов сплава 42ХНМ в облученном состоянии представляет собой пересыщенный γ -твердый раствор на основе никеля с ГЦК-решеткой, содержащий выделения α -Сг малой плотности и нитриды титана. Кроме того, в облученных образцах фрагментов ПЭЛов присутствуют дислокационные петли Франка и вакансионные газонаполненные поры [2].



Проведение отжигов образцов из облученных ПЭЛов в диапазоне температур 400÷500 °С не приводит к значимым изменениям размеров и плотности вторичных фаз по сравнению с состоянием после облучения.

При повышении температуры отжигов до 600 °С начинается формирование областей прерывистого распада (представляющие пластинчатые выделения α -Cr в ГЦК-матрице твердого раствора хрома с увеличенным содержанием никеля по сравнению с облученным состоянием) вблизи границ аустенитных зерен.

При отжиге (700÷800 °С) происходит увеличение размеров и плотности выделений α -Cr по границам аустенитных зерен, увеличение объемной доли зон прерывистого распада с максимумом при 800 °С, формирование карбидов на основе хрома типа $(Cr,Ni)_{23}C_6$, как правило, в области границ аустенитных зерен, а также образование пластинчатых выделений α -Cr в теле аустенитных зерен.

При дальнейшем увеличении температуры отжигов до температур 1000÷1150 °С наблюдается полное растворение выделений α -Cr и практически полное растворение карбидов $(Cr,Ni)_{23}C_6$, сопровождающееся увеличением размеров оставшихся нерастворенными выделений. Практически исчезают также области прерывистого распада.

Обращает на себя внимание тот факт, что ускоренный нагрев до температуры 800 °С с закалкой в воду, имитирующий режим максимальной проектной аварии [3–5], приводит к формированию незначительного количества зон прерывистого распада, по сравнению с длительными отжигами при той же температуре. По доле структурных составляющих микроструктура образца после короткого отжига при температуре 800 °С близка к структуре образца после длительного отжига при температуре 600 °С и представлена пересыщенным γ -твердым раствором на основе никеля с ГЦК-решеткой, выделениями α -Cr, нитридами титана и незначительной долей областей, претерпевших прерывистый распад.

Исследование фазового состава образца после отжига при температуре 800 °С, имитирующего проектную аварию, показало, что фазовый состав данного облученного ПЭЛа отличается от фазового состава образца, длительное время отжигавшегося при температуре 800 °С.

Как показали исследования НИЦ КИ, наблюдаемое резкое снижение пластичности облученных образцов из сплава 42ХНМ после длительных



нагревов может быть обусловлено образованием фаз по границам аустенитных зерен, отличающихся коэффициентом термического расширения от матрицы. Это может приводить к образованию микротрещин по границам зерен, которые дополнительно стимулируются присутствием гелия.

Проведенные испытания на статическое растяжение кольцевых образцов из облученных (до флюенса быстрых нейтронов $(1,4-1,7) \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$) оболочек ПЭЛов из сплава 42ХНМ при быстром нагреве в интервале температур $500 \div 1100 \text{ }^\circ\text{C}$ в сценарии максимальной проектной аварии, рассчитанной в НИЦ «Курчатовский институт». Показано, что стандартный метод испытаний кольцевых образцов из материалов с низкими значениями пластичности обладает избыточной консервативностью и не позволяет получить реальные значения свойств данных материалов. Для испытания кольцевых образцов из сплава 42ХНМ использован метод анализа диаграммы разгрузки, который позволяет более адекватно оценить пластические свойства хрупких материалов. Установлено, что оболочки из сплава 42ХНМ во всём исследованном температурном диапазоне $500 \div 1100 \text{ }^\circ\text{C}$ обладают остаточной пластичностью $\geq 1,6\%$.

Литература

1. Sheldyakov A.A., Shishin V.Y., Yakovlev V.V., Kulakov G.V., Kononov Y.V. Effect of irradiation on physical and mechanical properties and structure of chromium-nickel alloy 42ХНМ. The 11th Conference on Reactor Materials Science. May 27-31, 2019, JSC “SSC RIAR” (Dimitrovgrad, Russia).
2. Гурович Б.А., Фролов А.С., Мальцев Д.А., Кулешова Е.А., Федотова С.В., Федотов И.В. Фазовые превращения в облученном сплаве 42ХНМ после отжига при повышенных температурах, а также после быстрого отжига, имитирующего условия максимальной проектной аварии // Материалы XI конференции по реакторному материаловедению, НИИАР, Дмитровград, 27-31 мая 2019.
3. Nuclear Energy Agency. Nuclear Fuel Behaviour in Loss-of-coolant Accident (LOCA) Conditions State-of-the-art report Nuclear energy agency organisation for economic co-operation and development ISBN 978-92-64-99091-3 2009. 2009. № 6846.
4. Kim M.G., Lee J.I. Implication of LOCA characteristics of large PWR and SMR for future development of intelligent nuclear power plant control system // Ann. Nucl. Energy. Elsevier Ltd, 2019. Vol. 127. P. 237–247.
5. Radaideh M.I., Kozlowski T., Farawila Y.M. Loss of coolant accident analysis under restriction of reverse flow // Nucl. Eng. Technol. Elsevier Ltd, 2019. Vol. 51, № 6. P. 1532–1539.



ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ГИДРОДИНАМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ ТУРБУЛЕНТНОГО СМЕШЕНИЯ ПОТОКОВ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ОСНОВНОМ ОБОРУДОВАНИИ ЯЭУ

**Дмитриев С.М., Бородин С.С., Легчанов М.А.,
Рязанов А.В., Солнцев Д.Н., Хробостов А.Е.**

Нижегородский государственный технический университет
им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород, Россия,
dmitriev@nntu.ru

При эксплуатации реакторной установки в стационарном режиме возможно возникновение ситуаций, при которых происходит отклонение параметров теплоносителя от номинальных значений. Для надёжной и безопасной эксплуатации ядерных энергетических установок необходимо детально изучать процессы с отклонением параметров от проектных значений. Существенная теплогидравлическая неравномерность характеристик потока теплоносителя в реакторе наблюдается как при регулировании мощности, так и в аварийных ситуациях. Современный уровень развития вычислительной техники даёт возможность исследовать влияние этого явления на надёжность конструкции при помощи CFD-кодов. Однако вычислительные коды должны проходить процедуру верификации и валидации на основе использования представительных экспериментальных данных, прежде чем смогут быть применены для решения той или иной инженерной задачи.

В научно-исследовательской лаборатории «Реакторная гидродинамика» кафедры «Атомные тепловые станции» НГТУ им. Р.Е. Алексеева введён в эксплуатацию крупномасштабный исследовательский стенд для изучения смешения потоков в модели водяного энергетического реактора с целью изучения процессов локального отклонения параметров. Стенд выполнен по схеме, позволяющей организовать замкнутые и разомкнутые режимы пролива экспериментальных моделей реакторов различной конструкции и размеров. Оборудование стенда позволяет создать режимы ламинарного и турбулентного течения при различной температуре, расходах и концентрации примесей в потоке теплоносителя.



Экспериментальные измерения основывались на разновидности метода диффузии примесей – метод пространственной кондуктометрии. Высокая разрешающая способность, а также высокая точность – качественно отличают применяемый метод пространственной кондуктометрии от других методов изучения гидродинамики потока. Изменяя два параметра: вязкость и скорость теплоносителя, удалось провести экспериментальные исследования в широком диапазоне безразмерного критерия гидродинамического подобия Рейнольдса.

В ходе обработки экспериментальных данных сделано заключение о возможности моделирования сложных процессов турбулентного смешения потоков теплоносителя в основном оборудовании ЯЭУ. Также качественно и количественно определены гидродинамические характеристики потоков теплоносителя в процессе смешения в модели водо-водяного реактора. Всё это даёт возможность оперативно с высокой точностью получать как мгновенные, так и осреднённые гидродинамические характеристики потоков. В свою очередь, высокоточные экспериментальные данные могут быть использованы в процессе верификации и валидации программ вычислительной гидродинамики для решения задач атомного машиностроения.

В докладе будут представлены результаты и анализ проведённых результатов экспериментальных исследований процессов турбулентного смешения потоков теплоносителя, обсуждение явления закрутки теплоносителя.

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта Президента Российской Федерации в рамках научного проекта МК-2398.2018.8



РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ВОДОРОДНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С ВВЭР С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ТРЕХМЕРНЫХ ПРОГРАММНЫХ КОДОВ

Котов В.В., Игнатьев А.А., Капица Д.В., Шурыгина Н.Ю.

АО «АТОМПРОЕКТ», Санкт-Петербург, Россия,
info@atomproekt.com

Современные требования в области обеспечения безопасности проектируемых, строящихся и реконструируемых АЭС отмечают необходимость выполнения критериев обеспечения водородной пожаро- и взрывобезопасности.

В рамках проекта АЭС-2006 общая концепция безопасности атомной электростанции основывается на принципе глубокоэшелонированной защиты, который представляет собой применение системы барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите самих этих барьеров и сохранению эффективности их работы, а также непосредственно по защите населения. Последним барьером, предотвращающим выход продуктов деления в окружающую среду, является система защитных герметичных ограждений, то есть защитная оболочка здания ядерного реактора АЭС.

Управление водородной ситуацией в защитной оболочке должно преимущественно достигаться применением систем, основанных на пассивном принципе действия, регулирующих параметры и состав водородсодержащей смеси. Производительность системы выбирается из условия поступления водорода от всех источников в помещениях защитной оболочки при тяжелой аварии.

Согласно федеральным нормам и правилам, обоснование водородной взрывозащиты должно быть выполнено в проекте атомной станции и представлено в отчете по обоснованию безопасности.

Расчетный анализ распространения, накопления водорода и изменения параметров среды в помещениях защитной оболочки в ходе развития рассматриваемого аварийного сценария выполнялся с использованием коммерческого программного комплекса STAR-CCM+. Поле мольной доли



водорода в помещениях защитной оболочки, полученное в результате данного расчета, представлено на Рис.1.

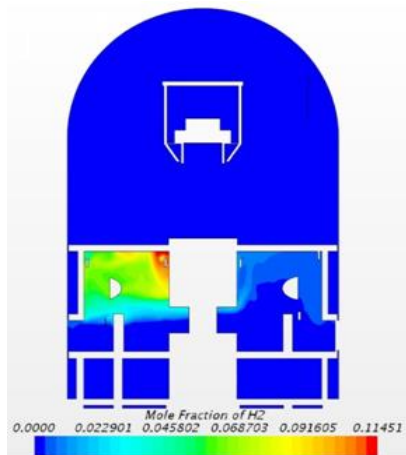


Рис. 1. Поле мольной доли водорода в помещениях защитной оболочки здания ядерного реактора АЭС

Далее для каждого момента времени выполнялся анализ возможных режимов горения в помещениях защитной оболочки и выбирался такой момент времени, при котором возможно горение или детонация газовой смеси. Для этого момента времени проводилось трехмерное моделирование горения в помещениях защитной оболочки.

Для моделирования горения водородосодержащих газовых смесей в замкнутых объемах сложной геометрии в широком диапазоне режимов горения (от медленного горения до детонации) сотрудниками РФЯЦ-ВНИИЭФ при участии специалистов АО Атомпроект был разработан трехмерный код FIRECON 1.0, аттестованный в Ростехнадзоре в 2015 году.

Модель горения водородосодержащих смесей в коде FIRECON 1.0 основана на критериальном подходе и предназначена для практического использования в расчетах горения водорода в защитной оболочке здания ядерного реактора АЭС с целью анализа безопасности.

Код FIRECON специально разрабатывался под архитектуру кластерных вычислительных систем с массовым параллелизмом и распределенной оперативной памятью, поэтому все расчеты проводились на Супер-ЭВМ.

В качестве расчетных сценариев были выбраны наиболее опасные с точки зрения водородной безопасности тяжелые аварии с малой и большой течью из первого контура реактора с отказом активной части системы аварийного охлаждения активной зоны реактора (CAOЗ).

Характерной особенностью данных аварий является высокое содержание водорода в помещении парогенератора, где непосредственно



моделируется течь из разрыва трубопровода и сложность управления данными авариями.

На рис.2 представлены результаты анализа одного из сценариев тяжелой аварии – большая течь теплоносителя первого контура с отказом активной части САОЗ. На данном рисунке изображена граница (изоповерхность концентрации – выделена красным цветом) сгоревшей смеси. По этой изоповерхности можно судить о распространении пламени внутри помещений защитной оболочки.



Рис. 2. Изоповерхность концентрации сгоревшей смеси

Проведенный анализ горения в помещениях защитной оболочки показал, что работа системы удаления водорода, заложенная в проекте АЭС, а также дополнительная инертизация среды паром внутри защитной оболочки позволяют избежать образования взрывоопасных водородосодержащих газовых смесей.

Полученные динамические нагрузки на стены помещений защитной оболочки используются в последующем анализе их прочности, который показывает уровень воздействия горения водородосодержащей паровоздушной смеси на целостность защитной оболочки АЭС.

Оценка напряженно-деформированного состояния стен осуществлялась методом конечных элементов, реализованном в расчетном коде Abaqus.

Для анализа напряженно-деформированного состояния строительных конструкций защитной оболочки АЭС при горении водородосодержащих смесей была выбрана часть бетонной несущей строительной конструкции помещения парогенератора, на которую приходит максимальный уровень динамической нагрузки. В соответствии с проектом в расчетной модели были заданы два слоя арматуры.



Выбранный участок стены подвергается динамическому воздействию, которое задается набором файлов, полученных в результате расчета горения по коду FIRECON 1.0.

По результатам моделирования с использованием трехмерных программных кодов расчетным путем было обосновано, что выбранные проектные решения полностью обеспечивают водородную безопасность АЭС с ВВЭР, в частности защитная оболочка здания ректора АЭС сохраняет свою несущую способность при рассматриваемом динамическом воздействии при протекании тяжелой аварии и не допускает выхода продуктов деления в окружающую среду.

ВЛИЯНИЕ КОНЦЕНТРАЦИИ ГАДОЛИНИЯ И ТЕХНОЛОГИИ ИЗГОТОВЛЕНИЯ УРАН-ГАДОЛИНИЕВОГО ТОПЛИВА НА СТРУКТУРНО-ФАЗОВОЕ СОСТОЯНИЕ

**Мальцев Д.А.¹, Гурович Б.А.¹, Кулешова Е.А.²,
Фролов А.С.¹, Федотова С.В.¹**

¹НИЦ «Курчатовский Институт», Москва, Россия,

²НИЯУ «МИФИ», Москва, Россия,

malt_ber@mail.ru, evgenia-orm@yandex.ru

В настоящее время ведется разработка и внедрение в производство нового вида уран-гадолиниевого топлива с повышенной микропористостью и нулевой термической дроспекаемостью. Для лицензирования в надзорных органах нового вида уран-гадолиниевого топлива современной технологии и конструкции требуется проведение дополнительных исследований и микроструктуры и фазового состава.

В работе методами оптической, растровой и просвечивающей электронной микроскопии, а также рентгеноструктурного анализа и гидростатического взвешивания проведены комплексные исследования таблеток уран-гадолиниевого топлива с массовым содержанием Gd_2O_3 5 и 8%.

Показано, что для исследованных, полученных по современной технологии, образцы с массовым содержанием Gd_2O_3 8% демонстрируют



большую однородность радиального распределения элементов, меньшую пористость и меньшую локальную неоднородность состава по сравнению с таблетками с массовым содержанием Gd_2O_3 5%.

Типичные изображения микроструктуры таблеток уран-гадолиниевого топлива с различным содержанием Gd_2O_3 , полученные методами растровой электронной микроскопии представлены на рисунке 1.

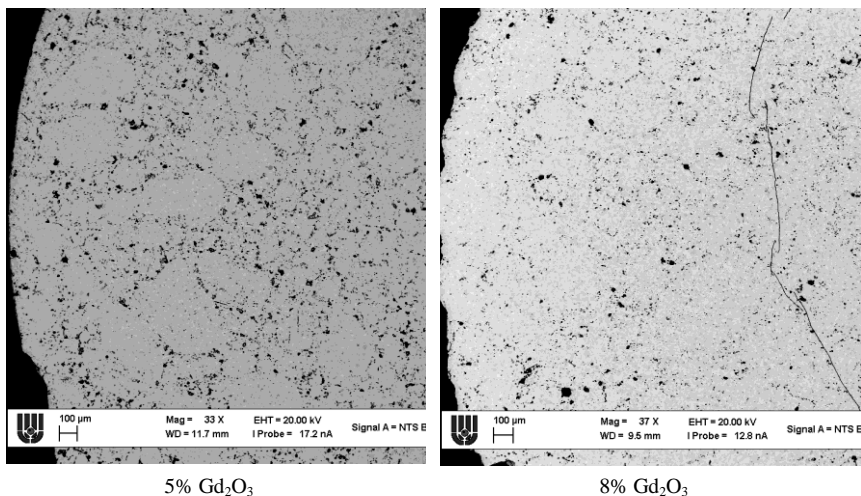


Рисунок 1 - Типичные изображения микроструктуры таблеток уран-гадолиниевого топлива, полученные методами растровой электронной микроскопии (окружные трещины являются артефактами изготовления шлифов и не связаны с технологией изготовления топлива)

Объемная доля пор в зависимости от метода определения составила:
(4,1-4,5) % для образцов с содержанием Gd_2O_3 5 масс. %
(1,9-2,6) % для образцов с содержанием Gd_2O_3 8 масс. %



СРАВНИТЕЛЬНАЯ ВЕРОЯТНОСТНАЯ ОЦЕНКА НАДЕЖНОСТИ СИСТЕМ ОХЛАЖДЕНИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ВЫСОКОГО И НИЗКОГО ДАВЛЕНИЯ

Михалычева Э.А., Сафонов П.В., Лукашевич Ю.А.

Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны», Национальная академия наук Беларуси,
г. Минск, Республика Беларусь,
ella_mikh@mail.ru

Концепция безопасности проектов АЭС с реакторами ВВЭР нового поколения основывается на применении детерминистских принципов современной концепции глубокоэшелонированной защиты и вероятностных анализов безопасности для количественной оценки достигаемого уровня безопасности.

Вероятностный анализ безопасности – всесторонний, структурированный подход к определению сценариев отказов, представляющий собой концептуальное и математическое средство для получения численных оценок риска.

Для реакторов типа ВВЭР разрыв главного циркуляционного трубопровода Ду 850 является одной из наиболее тяжелых аварий. Это обуславливает необходимость системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ), способной отвести тепло при нарушении штатной циркуляции теплоносителя в контуре охлаждения реактора. Система аварийного охлаждения активной зоны реактора состоит из трех частей – пассивной и двух активных: САОЗ высокого давления (САОЗ ВД) и САОЗ низкого давления (САОЗ НД).

Одним из принципов современного проектирования систем безопасности является использование их не только в аварийных режимах, но и в процессе нормальной эксплуатации. Поскольку обе активные части САОЗ выполняют одинаковую функцию безопасности при проектных авариях (подачи раствора борной кислоты в систему теплоносителя реактора при авариях с потерей теплоносителя), но САОЗ НД кроме этого действует как система нормальной эксплуатации (в режимах планового расхолаживания, а также совместно с системой охлаждения топливного



бассейна), суть работы заключалась в том, чтобы сравнить надёжность двух систем, учитывая многофункциональное использование САОЗ НД.

Вероятностная оценка надёжности САОЗ ВД и САОЗ НД заключалась в количественном определении вероятности отказов систем при выполнении заданных функций с использованием программного кода RiskSpectrum методом построения деревьев отказов.

При выполнении вероятностных расчетов был проанализирован относительный вклад базисных событий (отказов), видов отказов, групп отказов по общим причинам (ООП) в вероятность отказа САОЗ ВД и САОЗ НД. Проведен анализ значимости базисных событий систем по показателям Fussel-Vessely (FV) и Birnbaum (FB).

На рисунке 1 приведены результаты расчётов минимальных сечений для САОЗ ВД, на рисунке 2 – результаты расчётов для САОЗ НД.

Проведенный вероятностный анализ САОЗ высокого и низкого давления показал достаточную надёжность их работы. Среднее значение вероятности отказа САОЗ ВД составляет $2,24E-05$. Среднее значение отказа САОЗ НД составляет при выполнении: функции безопасности – $2,77E-05$; расхолаживания и отвода тепла – $3,97E-03$; отвода тепла от топливного бассейна – $5,35E-04$. Среднее значение вероятности отказа САОЗ НД (при выполнении всех назначенных функций) составляет $4,53E-03$.

Сравнительная оценка надёжности (вероятности отказов) САОЗ ВД и НД показывает, что выполнение современных требований проектирования систем (использование систем безопасности при нормальной эксплуатации АЭС) существенно не снижает их надёжность, позволяя эффективно использовать оборудование систем, а также выявить скрытые отказы элементов систем, возникающие в режиме ожидания

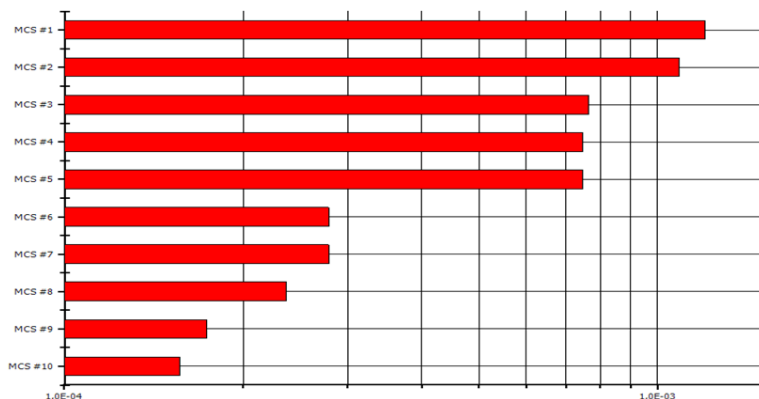


Рис. 1. Результаты расчётов САОЗ ВД при течах I контура (минимальные сечения)

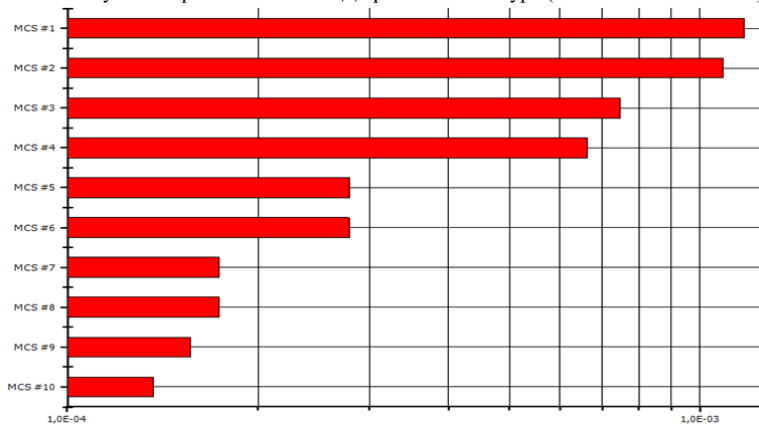


Рис. 2. Результаты расчётов САОЗ НД при течах I контура (минимальные сечения)

Литература

1. Положение об основных рекомендациях к разработке вероятностного анализа безопасности уровня 1 для внутренних инициирующих событий для всех режимов энергоблока атомной станции: Руководство по безопасности РБ-024-11. – Введ. 09.09.2011 – М.: Федеральная служба по атомному надзору РФ, 2011. – 27с.
2. Основные рекомендации по выполнению вероятностного анализа безопасности атомных станций: Руководство по безопасности РБ-032-04 –Введ. 01.06.2004. – М.: Федеральная служба по атомному надзору РФ, 2004. – 10 с.
3. Safety assessment and verification for NPP: Safety guide, NS-G-1.2. – Vienna: IAEA, 2001. – 91 p.



СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ВВЭР

Семченков Ю.М., Калугин М.А.

НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва, Россия
Kalugin_MA@nrcki.ru

Атомная Энергетика (далее АЭ) России системообразующий, эффективный и безопасный энергоисточник. В европейской части России доля АЭ в электрогенерации достигает 40% (в стране 18,5%). Водо-водяные энергетические реакторы ВВЭР занимают ведущее место в АЭ и будут сохранять это положение в ближайшие десятилетия. В настоящее время эксплуатируется 62 блока ВВЭР (21 – РФ, 41 – за рубежом), ведется строительство 19 новых блоков (3 – РФ, 16 – за рубежом), т.е. экспорт АЭС – это один из ключевых несырьевых экспортов страны. Однако в настоящее время наблюдается обострение конкуренции на внешнем рынке. Наряду с традиционными конкурентами, такими как США, Франция, Япония и Канада, появились новые конкуренты – Китай и Южная Корея, которые предлагают аналогичные технологии по более низкой цене за счет «дешевой безопасности» вместе с дешевыми кредитами практически в неограниченном объеме.

Стратегия развития ядерной энергетики России предполагает сохранение и развитие отечественных атомных технологий в стране и за рубежом за счет повышения эффективности и безопасности технологии ВВЭР, а также внедрения в ядерную энергетическую систему (ЯЭС) ядерных энерготехнологий на базе реакторов на быстрых нейтронах, работающих в замкнутом ядерном топливном цикле (ЗЯТЦ).

Стратегические цели развития технологии ВВЭР формулируются следующим образом:

- актуализация проекта ВВЭР-ГОИ для повышения потребительской привлекательности и конкурентоспособности: надежность, безопасность, маневренность и т.д.;
- создание ВВЭР средней мощности;
- создание ВВЭР-С (ВВЭР со спектральным регулированием) для эффективной работы в открытом и замкнутом топливном цикле;
- создание ВВЭР-СКД с критическими параметрами теплоносителя в рамках программы международного сотрудничества «Генерация 4»;



- разработка новых конструкционных материалов для внутрикорпусных устройств корпуса реактора, оболочек ТВЭЛ;
- реализация топливно-ресурсного обеспечения с созданием оптимальной структуры ЯТЦ; улучшение топливоиспользования, повышение коэффициента воспроизводства для встраивания в двухкомпонентную АЭ;
- предотвращение риска потери технологии ВВЭР, включая технологию машиностроения.

Оптимизация проектных решений АЭС с ВВЭР-1200 (АЭС-2006) и актуализация проекта ВВЭР-1300 (ВВЭР-ТОИ) с учетом полученного опыта сооружения, пуско-наладочных работ (ПНР) и эксплуатации ВВЭР-1200 являются логическим продолжением развития технологии ВВЭР. Для повышения экспортного потенциала АЭС с ВВЭР-1200 и ВВЭР-1300 принципиально важным является обеспечение конкурентоспособности ВВЭР с проектами ведущих зарубежных фирм по конкретным технико-экономическим показателям и по наиболее принципиальным техническим решениям. Показатели энергоблоков с ВВЭР должны превосходить соответствующие показатели 3 блока Тяньваньской АЭС по выдаваемой электрической мощности.

Абсолютно необходимо предусмотреть расширение сырьевой базы АЭ за счет, в том числе, многократного рецикла регенерированных материалов урана и плутония в ЯТЦ ВВЭР-1000/1200 и ВВЭР-С. Замыкание ЯТЦ в реакторах ВВЭР/ВВЭР-С позволяет экономить до 30% ÷ 50% сырьевой базы соответственно.

Для повышения длительности топливных циклов рассматривается возможность повышения обогащения топлива по U-235. Повышение обогащения выше 5% в топливе ВВЭР позволит оптимизировать параметры 18-ти месячного цикла и реализовать полноценный 24-месячный топливный цикл.

Для разработки новых топливных материалов в отрасли стартовала программа по толерантному топливу, в рамках которой рассматриваются перспективные материалы оболочки ТВЭЛ: сплав 42ХНМ, хромовое покрытие оболочки. Толерантное топливо определяется как топливо, которое может выдерживать тяжелую аварию в активной зоне реактора в течение значительно более длительного периода времени, чем стандартное топливо с циркониевой оболочкой.



Энергоблоки средней мощности необходимо разрабатывать в среднесрочной перспективе. Экономическая неэффективность предлагаемых сегодня решений требует принципиально новых конструктивных предложений по Реакторной Установке (РУ) в части разработки технических решений в обоснование проектов интегральной РУ. Концепция РУ мощностью около 600 МВт (эл) предполагает разработку проекта РУ с интегральной компоновкой основного оборудования РУ, расположение привода СУЗ внутри корпуса реактора, исключение больших течей из первого контура, а также концепцию удержания расплава в корпусе реактора. Основные преимущества энергоблока ВВЭР с интегральной РУ: снижение капитальных затрат, возможность привлечения частных инвесторов, потенциальная высокая конкурентоспособность на ожидаемом внешнем рынке.

Дальнейшее совершенствования технологии ВВЭР (Супер-ВВЭР) предусматривает повышение коэффициента воспроизводства топлива, снижение расхода природного урана в ЯТЦ, отказ от борного регулирования, отказ от циркониевых сплавов в активной зоне, повышение КПД и возможность работы в открытом и замкнутом ЯТЦ. Существуют две линии создания Супер-ВВЭР: ВВЭР-С и ВВЭР-СКД.

В ВВЭР-С спектральное регулирование изменения реактивности активной зоны в процессе выгорания топлива проводится за счет изменения водно-уранового соотношения с использованием подвижных вытеснителей воды и полном отказе от жидкостного борного регулирования. ВВЭР-С может работать ~30 лет на урановом топливе, а потом еще ~30 лет на своем же плутонии. В результате он экономит ~ 50% природного урана. Рассматривая дорогие запасы природного урана по цене ~200 долларов за кг, экономия за весь жизненный цикл будет эквивалентна капитальным затратам на энергоблок. Цели разработки проекта ВВЭР-С можно сформулировать следующим образом: минимизация потребления природного урана при работе в открытом ЯТЦ, работа в ЗЯТЦ с полной загрузкой активной зоны МОХ-топливом, конкурентоспособность на мировом рынке АЭС.

Дальнейшее развитие корпусных водоохлаждаемых реакторов предполагает переход на замкнутый топливный цикл, разработку активных зон с тесной решеткой ТВЭЛов, охлаждаемых водой сверхкритических



параметров или паром (ВВЭР-СКД). Реакторы ВВЭР-СКД с теплоносителем сверхкритических параметров могут рассматриваться как инновационный путь развития легководных реакторов. Для освоения сверхкритических параметров теплоносителя в ядерных реакторах необходим значительный объём НИОКР в рамках программы международного сотрудничества «Генерация 4».

ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНО ОПАСНЫХ И РАДАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ ФГУП «ГХК»

Антоненко М.В., Соколов К.Ю.

ФГУП «ГХК», г. Железнодорожск, Красноярский край, Россия

В ходе реализации ядерных оборонных программ СССР в подгорной части ФГУП «ГХК» были созданы объекты, которые использовались при производстве оборонной продукции, носили целевое направление по наработке и выделению оружейного плутония для создания ядерных зарядов и ядерных боеприпасов.

К объектам наследия относятся:

- промышленные уран-графитовые реактора;
- бассейны выдержки ОЯТ ПУГР;
- радиохимическое производство;
- открытые бассейны-хранилища РАО.

Целью вывода из эксплуатации ЯРОО является выполнение требований законодательства, обеспечение безопасности, а также сокращение затрат на содержание.

Вывод из эксплуатации реакторов осуществляется по варианту захоронения на месте. Безопасность захоронения реакторов на месте обеспечивается на основе реализации принципа многобарьерной защиты, который основан на совместном действии внутренних и внешних барьеров безопасности, находящихся в пределах шахты размещения реактора, а также за ее пределами.



К настоящему моменту на реакторе АД демонтировано оборудование, выполнено бетонирование нижней части реактора, часть схем реактора засыпана барьерным материалом – глиной. В период до 2025 года предполагается завершить вывод из эксплуатации ПУГР АД и АДЭ-1.

В 2018 году выполнена работа по зачистке бассейнов выдержки ОЯТ:

- ликвидированы россыпи ОЯТ;
- иловые отложения размещены в ТУК типа АФИБ в выделенных отсеках бассейнов.
- бассейны выдержки опорожнены, переведены в сухой режим и подготовлены к выводу из эксплуатации.

В 2018-2019 годах выполнена зачистка технологических шахт реактора АДЭ-2:

- опорожнены технологические шахты, ЖРО переработаны;
- демонтировано технологическое оборудование;
- извлечены иловые отложения и ТРО со дна шахт;
- иловые отложения кондиционированы на установке цементирования.

После выхода «Федерального закона об обращении с радиоактивными отходами...» 11 июля 2011 года № 190-ФЗ потребовалось изменить последовательность вывода из эксплуатации ПУГР, вызванную необходимостью отнесения ядерной установки к особым РАО. Основным отличием от предыдущего варианта ВЭ ПУГР является прохождение дополнительных стадий жизненного цикла – создание пункта хранения РАО с последующим переводом в пункт консервации особых РАО и лишь после этого перевод в пункт захоронения РАО.

В связи с нахождением в границах водоохранной зоны ВЭ бассейна-хранилища РАО № 365 предполагает ликвидацию данного объекта с полным удалением РАО.

За прошедший период иловые отложения были извлечены, большая часть жидкой фаза переработана, проводится радиационное обследование.

После разработки проекта и получения лицензии будет осуществлен комплекс работ по выводу бассейна из эксплуатации. В 2025 году работы планируется завершить.



В целях планомерной организации вывода из эксплуатации отделений РХЗ разделены на очереди. В 2019 г. утвержден проект вывода из эксплуатации 1 очереди РХП.

Результатом выполнения работ по выводу из эксплуатации отделений является приведение помещений объекта к такому состоянию, при котором частично снимается радиационный контроль, что обеспечить возможность размещения новых производств.

ФГУП «ГХК» получено 7 патентов в сфере ВЭ ЯРОО и 3 положительных решения о выдаче патентов. Разработанный ФГУП «ГХК» способ вывода из эксплуатации УГР - основа отраслевой концепции вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов. Успешно реализован на примере реактора ЭИ-2.

На ФГУП «ГХК» создано и успешно функционирует подразделение, обладающее необходимыми компетенциями и значительным опытом выполнения работ по выводу из эксплуатации различных типов ЯРОО и обращения с РАО. Данное направление планируется развивать, тиражируя имеющийся опыт и разработанные технологии на объекты ЯРОО сторонних организаций.



МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ В БАССЕЙНЕ ВЫДЕРЖКИ АЭС-2006

**Звонарев Ю.А., Меркулов В.В., Федоров М.С.,
Нащекин М.Д., Коновалов О.И.**

НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия,
Fedorov_MS@nrcki.ru

Бассейны выдержки (БВ) отработавшего топлива реакторов ВВЭР относятся к бассейнам приреакторного типа, т.к. размещаются в непосредственной близости с реактором внутри контейнмента – 4-го физического барьера. Обеспечение безопасности хранения ядерного топлива является важной задачей при проектировании, строительстве и эксплуатации АЭС. Анализ аварии на АЭС «Фукусима» [1-2] показал, что при рассмотрении возможных сценариев развития аварии необходим анализ даже маловероятных сценариев, в том числе с длительным полным обесточиванием. В случае длительного обесточивания АЭС с отказом на запуск резервных дизель-генераторов возможен переход аварии в тяжелую стадию, как в реакторной установке, так и в БВ.

В ходе тяжелой аварии (ТА) с потерей охлаждения бассейна выдержки отработавшего топлива на АЭС с реактором ВВЭР-1200 может выделиться значительное количество водорода в результате химических реакций окисления циркония и стали в газовой среде, состоящей из водяного пара, кислорода и азота. Образующаяся в ходе аварии взрывоопасная водородосодержащая парогазовая смесь может угрожать целостности контейнмента. Кроме того, нагрев тепловыделяющих сборок (ТВС) в БВ может привести к их разрушению, плавлению и выходу радиоактивных продуктов деления в атмосферу контейнмента и, в случае потери его герметичности, в окружающую среду.

В общем случае аварию с потерей охлаждения БВ можно разделить на четыре характерные фазы:

- нагрев воды БВ до температуры кипения;
- постепенное падения уровня воды до верха обогреваемой части ТВС;
- тяжелоаварийная фаза с нагревом ТВС, их окислением и выделением водорода, разрушением и перемещением компонентов ТВС на днище БВ;



– взаимодействие кориума с бетоном, разложение бетона и выделение водорода.

В виду того, что теплогидравлические и физико-химические процессы, характерные для ТА, отличаются значительной сложностью, необходимо аккуратно подходить к анализу ТА в БВ. Из-за отсутствия специализированных расчетных кодов для анализа ТА в БВ современная мировая практика сводится к использованию имеющихся интегральных тяжелоаварийных кодов (изначально предназначенных для анализа ТА в реакторных установках). В данной работе для расчетного анализа протекания ТА в БВ используется российский интегральный тяжелоаварийный код улучшенной оценки СОКРАТ/В1 [3]. Для расчетного анализа параметров атмосферы защитной оболочки используется контейментный код АНГАР [4]. Для расчетной оценки взаимодействия кориума с бетонным основанием бассейна выдержки используется программное средство ГЕФЕСТ-УЛР [5].

В результате расчета получены времена характерных событий при аварии (кипение воды, оголение топлива, нагрев топлива, проплавление бетонного основания и др.), а также данные об осушении БВ, разогреве и деградации топлива, данные о количестве водорода выделившегося в результате окисления циркония и стали, временные зависимости температуры и давления парогазовой атмосферы внутри защитной оболочки.

Имеющийся расчетный инструментарий позволил провести комплексную расчетную оценку ТА в БВ – от исходного события до проплавления бетонного днища БВ с учетом изменения параметров атмосферы ЗО в ходе протекания аварии. Тем не менее на сегодняшний день при моделировании ТА в БВ возникают следующие проблемы:

1) Особенности геометрии БВ требуют доработки имеющегося расчетного инструментария в части моделирования теплообмена излучением для более аккуратного учета переизлучения в конструкциях БВ.

2) Наличие воздуха в ходе протекании ТА в БВ требует усовершенствования модели окисления циркониевых оболочек ТВЭЛов: окисление циркониевых оболочек ТВЭЛов в БВ будет проходить в атмосфере, состоящей из кислорода, азота и водяного пара, в то время как окисление ТВЭЛов в реакторной установке происходит в паровой среде.



Плотность кислорода выше, чем плотность водяного пара, что облегчает доступ кислорода к поверхности оболочек ТВЭЛов.

3) Код ГЕФЕСТ-УЛР не моделирует процесс растекания кориума по бетонному днищу БВ, которое может быть значительным. Необходима разработка соответствующей модели и ее имплементация в расчетный код.

Литература

1. Report of Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety. The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations. Nuclear Emergency Response Headquarters. Government of Japan. June 2011.
2. Fukasawa M. Overview of Fukushima-Accident Analysis. — Proc. 2012 SARNET International Meeting (SARNET 2012), Cologne, Germany, March 21-23, 2012.
3. Программа СОКРАТ/В1. Аттестационный паспорт программного средства № 275 от 13.05.2010 г. НТЦ ЯРБ при Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору.
4. Программа АНГАР. Аттестационный паспорт программного средства № 296 от 29 сентября 2011.
5. ГЕФЕСТ-УЛР. Аттестационный паспорт программного средства № 446 от 24 октября 2018 г.

МОДЕЛИРОВАНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ОБОСНОВАНИЕ КОНЦЕПЦИИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА МАЛОЙ МОЩНОСТИ С ЭВТЕКТИЧЕСКИМ NA-TL ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Котов Я.А., Алексеев П.Н., Фомиченко П.А., Шимкевич А.Л.

НИЦ «Курчатовский институт», Россия
kotov_ya@nrcki.ru

В настоящее время в НИЦ «Курчатовский институт» ведется разработка перспективных быстрых реакторов, отвечающих системным требованиям устойчивого развития атомной энергетики, обладающими повышенной безопасностью и привлекательными с точки зрения экономики. Для достижения желаемых характеристик в их конструкции применяются материалы и компоновки, ранее не используемые в энергетических быстрых



реакторах отдельно или в совокупности. Данная работа требует качественного расчетного сопровождения, в данной работе речь пойдет о нейтронно-физических расчетах.

Исследована возможность редуцирования моделей для проведения поливариантных расчетов с выгоранием, обоснована их достоверность и продемонстрированы полученные результаты. Изучены способы моделирования кластерных ТВС совмещенных с органами регулирования с помощью диффузионных кодов и дробления сетки, оценена их достоверность и применимость. Также проведено сравнение восстановления локальных полей нейтронного потока и тепловыделения с помощью крупносеточных нодальных методик с детальными результатами на основе прецизионных программ.

Тяжелая компонента используемой в качестве теплоносителя эвтектики натрий-таллий ранее не использовалась в качестве материала активной зоны, поэтому стояла необходимость исследование ее характеристик и степени влияния на параметры блока. Характер нейтронных сечений природных изотопов таллия таков, что он оказывает заметное влияние на пустотный эффект реактивности. Поэтому для подробного исследования различных сценариев реализации НПЭР использовалась теория малых возмущений с построением пространственных карт локальных коэффициентов чувствительности наряду с кодами на основе метода Монте-Карло для полного учета анизотропии рассеяния нейтронов и их прострелов вдоль ТВЭЛов.

Поскольку таллий имеет большую атомную массу, а среди его изотопов присутствуют высокоактивные нуклиды с жестким гамма излучением, исследовалась его активация в процессе облучения и образование продуктов реакций. Смоделирована трансмутация нуклидов в теплоносителе, при этом список изотопов, участвующих в нейтронных реакциях был расширен, а для промежуточных короткоживущих ядер использовались библиотеки ядерных данных TENDL.

Работа была выполнена с использованием оборудования центра коллективного пользования «Комплекс моделирования и обработки данных исследовательских установок мега-класса» НИЦ «Курчатовский институт».



РАСЧЕТ ТЕЧЕНИЯ ВОДОВОЗДУШНОЙ СМЕСИ В УСТРОЙСТВЕ ОЧИСТКИ НА АЭС ПРИ АВАРИИ С ПОТЕРЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Поваренский Р.Б., Матюшев Л.А., Капица Д.В.

АО АТОМПРОЕКТ, Россия
Povarenskiy.rb@yandex.ru

При авариях с потерей теплоносителя из высокоэнергетических трубопроводов атомной электростанции происходит разрушение, окружающего этот трубопровод оборудования. Вследствие чего, материалы, включающие частицы тепловой изоляции, краски и бетона, смешиваются с раствором борной кислоты (РБК) и поступают в баки приямки, откуда насосами раствор подается на охлаждение реактора.

Раствор с частицами мусора может влиять на работу оборудования, снижать интенсивность охлаждения реактора. Для очистки РБК используются фильтрующие установки, однако с течением времени скопившийся мусор приводит к недопустимым потерям давления на фильтре, влияющим на характеристики насосов.

Повышение тонкости очистки рабочей жидкости, предохранение от засорения и, следовательно, самоочищение могут быть обеспечены с использованием тангенциальной фильтрации. Схема тангенциальной фильтрации предусматривает создание потока жидкости вдоль фильтрующей поверхности. Однако требуемый расход жидкости не обеспечить без установки дополнительных погружных насосов, чью работу так же ограничивает большое содержание волокнистой примеси.

В предлагаемой схеме фильтрации, движение жидкости формируется обратным течением, возникающим вслед за всплывающим пузырьком воздуха. Для этого необходимо обеспечить подачу воздуха вдоль фильтрующих элементов, поперек направлению потока жидкости. Обратное течение вслед за воздухом возникает, если диаметр пузырьков соизмерим с расстоянием между фильтрующими элементами. Таким образом, движение жидкости инициируется в момент прохождения пузырька вблизи того или иного участка поверхности, что обеспечивает периодическую очистку участков фильтрующей поверхности от скопившихся частиц.



Подача воздуха осуществляется через воздуховод, расположенный ниже уровня фильтрующих элементов. Пополнение газа в воздуховоде происходит из водовоздушной смеси, движущейся вниз по опускной трубе под действием силы тяжести. Падающая струя жидкости взаимодействует с окружающим воздухом, находящимся выше фильтрующих элементов, и вовлекает его в среду жидкости. Достигнув нижнего конца опускной трубы, водовоздушная смесь попадает в разделительную камеру, где благодаря гидравлическому затвору начинает скапливаться воздух. В момент открытия гидрозатвора воздух поступает в воздуховод. В дальнейшем цикл повторяется.

В докладе приводятся методы проведения и результаты трехмерных гидродинамических расчетов течения водовоздушной смеси в устройстве очистки с использованием расчетного кода Star CCM+. В расчетах исследуется работоспособность устройства, а также влияние формы конструкций на расход захватываемого воздуха и периодичность очистки фильтрующих поверхностей.

ВОЗВРАТ СТРУКТУРНОГО СОСТОЯНИЯ КОРПУСОВ РЕАКТОРОВ ВВЭР-440 ПУТЕМ ПРОВЕДЕНИЯ ПОВТОРНОГО ВОССТАНОВИТЕЛЬНОГО ОТЖИГА ДЛЯ ПРОДЛЕНИЯ ИХ СРОКА СЛУЖБЫ ДО 60 ЛЕТ

**Федотова С.В.¹, Кулешова Е.А.², Гурович Б.А.¹,
Мальцев Д.А.¹, Фролов А.С.¹, Жучков Г.М.¹**

¹НИЦ «Курчатовский Институт», Москва, Россия

²НИЯУ «МИФИ», Москва, Россия,

malt_ber@mail.ru, evgenia-orm@yandex.ru

В процессе эксплуатации материал КР подвергается воздействию повышенной температуры (~ 300°C) и нейтронного облучения, что приводит к его радиационному охрупчиванию. В этой связи ресурс ядерных установок с реакторами типа ВВЭР определяется, главным образом, ресурсом корпуса реактора (КР) как несменяемого оборудования. При этом наиболее



критичным элементом является металл сварного шва (МШ), расположенный напротив активной зоны и подверженный наибольшему радиационному охрупчиванию. В качестве одного из компенсирующих мероприятий для снижения радиационного охрупчивания МШ КР ВВЭР-440 первого поколения, были проведены восстановительные отжиги ряда корпусов реакторов (с 1987 г), что позволило продлить их срок службы до 45 лет. Для обоснования возможности дальнейшего продления срока службы реакторов ВВЭР-440 до 60 лет, наряду с изучением изменения механических свойств материалов КР (предела текучести и критической температуры хрупкости), необходимо исследование их структурного состояния для понимания механизмов радиационного охрупчивания.

В работе представлены результаты комплексных структурных исследований методами атомно-зондовой томографии, просвечивающей и растровой электронной микроскопии, а также ожеэлектронной спектроскопии образцов темплетов основного металла (ОМ) и МШ, вырезанных из облучаемых обечаек, действующих КР ВВЭР-440 после штатного восстановительного отжига и последующей эксплуатации, а также после повторного лабораторного отжига и последующего ускоренного облучения.

Показано, что наблюдаемый темп повторного охрупчивания ОМ и МШ обусловлен особенностями накопления радиационно-индуцированных преципитатов. При повторном облучении образуются преципитаты на основе меди и фосфора в МШ и меди в ОМ, плотность которых значительно ниже. При этом для ОМ штатная температура отжига находится в интервале максимального накопления зернограничной сегрегации фосфора, которая для МШ вследствие особенностей структуры практически не образуются. Повторный отжиг приводит к перераспределению элементов: преципитаты, образовавшиеся при повторном облучении, растворяются, и происходит дальнейшее обогащение медью оставшихся нерастворенными после первичного восстановительного отжига преципитатов при сохранении суммарной объемной доли выделений. При этом значимого возврата меди в матрицу не наблюдается. В этой связи при последующем облучении медь практически не будет участвовать в образовании преципитатов, т.е. в процессе радиационного охрупчивания.



Таким образом, при отжиге по режиму 475 °С/150 ч для ОМ и МШ наблюдается возврат упрочняющей части радиационного охрупчивания за счет значимого растворения радиационно-индуцированных преципитатов и радиационных дефектов. Однако, вследствие одновременного процесса накопления зернограничной сегрегации при отжиге ОМ, эффективность отжига для него ниже, чем для МШ.

Полученные результаты подтверждают возможность продления срока службы КР ВВЭР-440 путем проведения повторного восстановительного отжига.

РАЗРАБОТКА КОНЦЕПЦИИ ПЕРСПЕКТИВНОГО БЫСТРОГО РЕАКТОРА БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ С МЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТОПЛИВОМ ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ РЕСУРСОБЕСПЕЧЕННОСТИ РАЗВИВАЮЩЕЙСЯ ПЕРСПЕКТИВНОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Бландинский В.Ю., Лубина А.С., Седов А.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия
lubina_as@nrcki.ru

Основополагающим условием роста (развития) Ядерной Энергетики является возможность использования энергетического потенциала четных изотопов природного урана (U-238) и тория (Th-232). На сегодняшний день реальную возможность для этого дает технология воспроизводства (бридинга) нечетных делящихся изотопов плутония и урана-233 при захвате нейтронов указанными выше четными изотопами урана и тория в реакторах с быстрым спектром нейтронов.

Для создания атомной энергетики нового поколения необходимо проводить разработки в направлении определения облика «быстрой» компоненты ядерной энергетики, т.е. парка реакторов на быстрых нейтронах и части замкнутого топливного цикла, обеспечивающих систему развивающейся ЯЭ необходимой подпиткой нейтронов, содержащихся в



делящихся изотопах вторичного ядерного топлива (нечетных изотопах плутония, минорных актинидах, урана-233). Характеристики существующих реакторов типа БН и проектов реакторов на быстрых нейтронах не удовлетворяют системным требованиям в полном объеме. Поэтому необходимы дальнейшие разработки перспективных быстрых реакторов, обеспечивающих нейтронную достаточность в системе, развивающейся ЯЭ.

Предыдущие исследования в этом направлении показали, что наиболее эффективные показатели наработки достигаются в случае использования в активной зоне быстрого реактора металлического смешанного уран-плутониевого топлива (или его сплава с цирконием) при обеспечении высокой величины потока быстрых нейтронов в активной зоне (до $2 \cdot 10^{15}$ н/см²/с). При этом энерговыделение в топливе достигает значительных величин (до 2 ГВт/м³). Столь высокую удельную мощность можно отвести от ТВЭЛов, используя натриевый теплоноситель, ТВЭЛы малого диаметра и достаточно широкие топливные решетки в топливных кассетах. Кассеты такого типа не использовались в конструкциях действующих быстрых реакторов. Поэтому необходимо проведение НИР по отработке конструкции активной зоны с кассетами, имеющими широкие топливные решетки и отличные от существующих типы дистанционаторов. Также необходим весь комплекс НИР по исследованию различных вариантов топливных загрузок и бланкетов реактора, обеспечивающих высокие характеристики воспроизводства вторичного ядерного топлива, работоспособность твэлов и необходимый уровень безопасности.

Разработка концепции быстрого реактора большой мощности с металлическим топливом направлена на создание эффективных наработчиков вторичного ядерного топлива, а также на получение характеристик его топливного цикла, определение его место в структуре развивающейся Ядерной Энергетики, получение нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик реактора, получение расчетных оценок по запасам работоспособности ТВЭЛов в ходе выгорания топлива, а также проведение оценки потенциала безопасности такого реактора.

Эффективная наработка вторичного ядерного топлива может производиться также и на быстрых реакторах малой мощности. Выбор модульных реакторов малой мощности обусловлен их повышенной



безопасностью, возможностью их модульного исполнения и подбора мощности станции в широком диапазоне путем собирания энергоблока из нескольких модулей заводского производства, что открывает большие возможности по оптимизации технико-экономических показателей. Сочетание плотного смешанного металлического топлива и эффективного blankets в быстром реакторе позволяют наиболее эффективно использовать нейтроны и наряду с высоким воспроизводством получить благоприятные по безопасности параметры активной зоны.

Применение эвтектического теплоносителя NaTl вместо штатного для БН натриевого теплоносителя также позволит значительно повысить ядерную и радиационную безопасность быстрого реактора за счет снижения интенсивности взаимодействия теплоносителя с водой и воздухом, а также устранения возможности развития натриевых пожаров с образованием радиоактивных аэрозолей. При этом, основные теплофизические свойства эвтектики близки к чистому натрию, в том числе коррозионная активность, что делает такой теплоноситель привлекательным развитием для натриевой технологии БР.

В данной работе приводятся результаты расчетных исследований по некоторым важным характеристикам быстрых реакторов большой и малой мощности, использующих теплоносители на основе Na и смешанное металлическое уран-плутониевое топливо. Оцениваются характеристики наработки вторичного ядерного топлива, возможности обеспечения нейтронно-нуклидного баланса в развивающейся системе ядерной России. Рассматриваются также некоторые вопросы обеспечения теплотехнической надежности ТВС активной зоны и обеспечения работоспособности ТВЭЛов со смешанным металлическим уран-плутониевым топливом.



ДЕГРАДАЦИЯ СТРУКТУРЫ МАТЕРИАЛОВ ВКУ, ОТРАБОТАВШИХ 45 ЛЕТ В ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ УСЛОВИЯХ РЕАКТОРА ВВЭР-440

**Кулешова Е.А.², Гурович Б.А.¹, Фролов А.С.¹,
Мальцев Д.А.¹, Федотова С.В.¹**

¹НИЦ «Курчатовский Институт», Москва, Россия,

²НИЯУ «МИФИ», Москва, Россия,

gurovich_ba@nrcki.ru, evgenia-orm@yandex.ru

Изучение взаимосвязей изменения структуры и механических свойств имеет значимую важность, особенно при рассмотрении вопроса безопасной длительной эксплуатации реакторов. При этом наиболее информативными и полезными являются исследования образцов, вырезанных из материала ВКУ, облученных непосредственно в самом реакторе ВВЭР. На основе изучения изменений структуры и механических свойств данных образцов можно делать заключения о безопасности продления срока эксплуатации реактора до 60 лет, либо принимать меры по разработке методов ликвидации изменений в материале, вызванных облучением.

Для оценки степени деградации структуры, ответственной за изменение свойств элементов ВКУ из стали 08X18H10T, были исследованы элементы ВКУ энергоблока №3 НВОАЭС, выведенного из эксплуатации:

1. элемент трепана, вырезанного из выгородки корзины выемной после облучения до 47,2 сна в условиях реактора ВВЭР-440 при $T \sim 280^\circ\text{C}$ в контакте с водой;

2. элемент трепана, вырезанного из сегмента корзины выемной после облучения до 15,7 сна в условиях реактора ВВЭР-440 при $T \sim (300\div 320)^\circ\text{C}$ без контакта с водой;

3. элемент чехла канала нейтронной индикации (КНИ) после облучения до 7,9 сна при температуре $\sim 270^\circ\text{C}$.

Проведены исследования микроструктуры и фазового состава образцов методами просвечивающей и растровой электронной микроскопии, а также атомно-зондовой томографии.

При этом показано, что с увеличением повреждающей дозы от ~ 8 до ~ 47 сна наблюдается:



– рост плотности радиационных дефектов (как петель Франка, так и “Black dots”) с выходом на насыщение при $\sim(10\div 15)$ сна.

– существенный рост плотности карбидов/карбонитридов титана с уменьшением их размеров;

– появление радиационно-индуцированных сегрегаций (РИС) на большеугловых границах зерен и на петлях Франка. При этом с ростом дозы облучения наблюдается увеличение концентрации Ni и снижение концентрации Cr;

– образование радиационно-индуцированных преципитатов γ' и G-фазы. При этом в каждом из типов преципитатов в пределах разброса состав и концентрация элементов практически не изменяются и не зависят от дозы облучения. Однако плотность выделений G-фазы растет с дозой облучения при постоянстве их размеров. Плотность и размеры выделений γ' - фаза не зависят от дозы облучения.

Повышение температуры облучения от ~ 270 до $300\div 320$ °C привело к:

– увеличению размеров G-фазы и снижению плотности этих выделений;

– наличию бимодального распределения газонаполненных пор по размерам;

– некоторому увеличению распухания за счет значимого увеличения размера крупных пор;

– снижению плотности выделений как G-фазы, так и γ' - фазы. При этом размеры выделений G-фазы увеличиваются, а размеры частиц γ' - фазы не изменяются.



МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПРОЧНОСТНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК КОЛЬЦЕВЫХ ОБРАЗЦОВ ИЗ ОБЛУЧЕННЫХ МАТЕРИАЛОВ С НИЗКИМ УРОВНЕМ ПЛАСТИЧНОСТИ

Фролов А.С., Гурович Б.А., Федотов И.В., Мальцев Д.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия,
frolov_as@nrcki.ru

Суперсплавы на основе никеля, к которым относится и система Ni-Cr с различными легирующими добавками, с 1950 годов широко используются в технике различного назначения [1,2], где требуется повышенная жаропрочность и жаростойкость, например, для критичных компонентов газотурбинных двигателей. Кроме того, данный класс материалов гораздо меньше подвержен процессам коррозионного растрескивания под напряжением, точечной коррозии и другим видам коррозии в различных средах (в том числе в морской воде) по сравнению с нержавеющей сталью, что обуславливает применение суперсплавов на основе никеля, в том числе, в области кораблестроения (например, для внешних частей приводных механизмов двигателей судов морского плавания [3]).

Также никелевые суперсплавы нашли свое применение в системах активной зоны ядерных реакторов [4–6], в частности в проектах ядерных энергетических установок (ЯЭУ) с жидкосольевым теплоносителем [7,8], поскольку многочисленные исследования радиационной и коррозионной стойкости (в том числе в расплавах солей) данных материалов продемонстрировали их явное преимущество по сравнению со сталью аустенитного класса при относительно низких температурах нейтронного облучения. Кроме того, после аварии на АЭС Фукусима в 2011 году [9] активно возобновились работы по разработке толерантного - устойчивого к авариям топлива (ATF), которые предполагают модифицирование циркониевых сплавов, либо выбор новых материалов в качестве оболочек тепловыделяющих элементов [10–12]. В качестве кандидатных также рассматриваются сплавы системы Ni-Cr-Mo [12].

Все никелевые сплавы, наряду с высоким механическим и коррозионными свойствами, обладают существенным недостатком – снижением пластических характеристик в области высоких температур (в



диапазоне 500-900°C), что может быть вызвано не-сколькими причинами: образованием вторых фаз на границах аустенитных зерен, проскальзыванием границ зерен при протекании деформации, образованием вакансионных/газонаполненных пор во границам зерен при нейтронном облучении, различные сегрегационные процессы и т.д [13].

Однако получение характеристик пластичности для кольцевых образцов из относительно хрупких материалов является нетривиальной задачей и во многом определяется типом образцов. Распространенным методом испытания является статическое растяжение на полукруглых опорах, который и был выбран в данной работе, что связано, в первую очередь, с наличием данных по испытаниям кольцевых образцов из сплава 42ХНМ после облучения в исследовательских и транспортных реакторах [14].

В данной работе проведены испытания облученных (в ректоре ВВЭР-1000 до флюенса быстрых нейтронов в диапазоне $(1,0-1,7) \cdot 10^{26}$ н/м² при $T=300-320^\circ\text{C}$) кольцевых образцов из сплава 42ХНМ, вырезанных из оболочек ПЭЛов в диапазоне температур $(500-1100)^\circ\text{C}$ при быстрых нагревах (~20-30 с) и коротких выдержках (<100 с). Предварительные испытания облученных кольцевых образцов в температурном диапазоне провала пластичности показали, что стандартная методика обработки кривых растяжения не позволяет корректно оценить пластические свойства при малых деформациях. Поэтому разработан и применен альтернативный метод оценки пластических свойств при испытаниях на полукруглых опорах кольцевых образцов из материалов, обладающих низкими пластическими характеристиками. Оценена локальная пластическая деформации из расчетов методом конечных элементов. Проведен фактографический анализ изломов в различных диапазонах температур. Сделаны выводы о характере количественных и качественных изменений пластичности сплава 42ХНМ при быстрых нагревах до высоких температур $(500-1100^\circ\text{C})$ и коротких выдержках после облучения в условиях реактора ВВЭР-1000.

Литература

1. Mukherji D., Rösler J., Strunz P., Gilles R., Schumacher G., Piegert S. Beyond Ni-based superalloys: Development of CoRe-based alloys for gas turbine applications at very high temperatures // Int. J. Mater. Res. 2011. Vol. 102, № 9. P. 1125–1132.



2. Pollock T.M., Tin S. Nickel-Based Superalloys for Advanced Turbine Engines: Chemistry, Microstructure and Properties // *J. Propuls. Power*. 2006. Vol. 22, № 2. P. 361–374.
3. Kaya E., Akyüz B. Effects of cutting parameters on machinability characteristics of Ni-based superalloys: a review // *Open Eng*. 2017. Vol. 7, № 1.
4. Stopher M.A. The effects of neutron radiation on nickel-based alloys // *Mater. Sci. Technol*. 2017. Vol. 33, № 5. P. 518–536.
5. Solonin M.I., Alekseev A.B., Kazennov Y.I., Khramtsov V.F., Kondrat'ev V.P., Krasina T.A., Rechitsky V.N., Stepankov V.N., Votinov S.N. XHM-1 alloy as a promising structural material for water-cooled fusion reactor components // *J. Nucl. Mater*. 1996. Vol. 233–237, № Table 4. P. 586–591.
6. Solonin M.I. Radiation-Resistant Alloys of the Nickel-Chromium System // *Met. Sci. Heat Treat*. 2005. Vol. 47, № 7–8. P. 328–332.
7. de los Reyes M., Edwards L., Kirk M.A., Bhattacharyya D., Lu K.T., Lumpkin G.R. Microstructural Evolution of an Ion Irradiated Ni–Mo–Cr–Fe Alloy at Elevated Temperatures // *Mater. Trans*. 2014. Vol. 55, № 3. P. 428–433.
8. Delpech S., Cabet C., Slim C., Picard G.S. Molten fluorides for nuclear applications // *Mater. Today*. 2010. Vol. 13, № 12. P. 34–41.
9. Obodovskiy I. Radiation Accident at Fukushima NPP // *Radiation*. Elsevier, 2019. P. 621–625.
10. Cheng B., Kim Y.-J., Chou P. Improving Accident Tolerance of Nuclear Fuel with Coated Mo-alloy Cladding // *Nucl. Eng. Technol*. 2016. Vol. 48, № 1. P. 16–25.
11. Bischoff J., Delafoy C., Vauglin C., Barberis P., Roubeyrie C., Perche D., Duthoo D., Schuster F., Brachet J.-C., Schweitzer E.W., Nimishakavi K. AREVA NP's enhanced accident-tolerant fuel developments: Focus on Cr-coated M5 cladding // *Nucl. Eng. Technol*. 2018. Vol. 50, № 2. P. 223–228.
12. Gurovich B.A., Frolov A.S., Maltsev D.A., Kuleshova E.A., Fedotova S.V. Phase transformations in irradiated 42CrNiMo alloy after annealing at elevated temperatures, and after heat treatment, simulating the LOCA accident // *Proc. 11-th Conf. React. Mater. Sci. Russ. Dimitrovgrad*, may 2019.
13. Zheng L., Schmitz G., Meng Y., Chellali R., Schlesiger R. Mechanism of intermediate temperature embrittlement of ni and ni-based superalloys // *Crit. Rev. Solid State Mater. Sci*. 2012. Vol. 37, № 3. P. 181–214.
14. Sheldyakov A.A., Shishin V.Y., Yakovlev V.V., Kulakov G.V., Konovalov Y.V. Effect of irradiation on physical and mechanical properties and structure of chromium-nickel alloy 42XHM. The 11th Conference on Reactor Materials Science. May 27-31, 2019, JSC “SSC RIAR” (Dimitrovgrad, Russia).



АНАЛИЗ УЧЕТА В НОРМАТИВНЫХ ПРАВОВЫХ АКТАХ И НОРМАТИВНЫХ ДОКУМЕНТАХ, РЕГЛАМЕНТИРУЮЩИХ ТРЕБОВАНИЯ ПО ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ ПЛАВУЧИХ ТРАНСПОРТНЫХ И ТРАНСПОРТАБЕЛЬНЫХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК, ТРЕБОВАНИЙ МЕЖДУНАРОДНЫХ ДОКУМЕНТОВ ПО РЕГУЛИРОВАНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

Лепешкин А.А., Каменский Д.А.

Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» Москва, Россия
secnrs@secnrs.ru

К плавучим транспортным ядерным установкам относятся суда и другие плавсредства с ядерными реакторами, ядерная энергетическая установка которых является пропульсивной, то есть служит для обеспечения хода судна. К таким объектам использования атомной энергии относятся все атомные ледоколы и атомный лихтеровоз. К плавучим транспортабельным ядерным установкам относятся суда и другие плавсредства с ядерными реакторами, ядерная энергетическая установка которых не предназначена для обеспечения хода судна. К транспортабельным ядерным установкам относится введенный в эксплуатацию плавучий энергоблок проекта 20870 «Академик Ломоносов».

Таковыми объектами использования атомной энергии как плавучие транспортные и транспортабельные установки гражданского назначения в настоящее время обладает только Российская Федерация.

Безопасность судов и других плавсредств с ядерными реакторами регулируется законодательством Российской Федерации в области использования атомной энергии и области обеспечения безопасности торгового мореплавания.

Обязательные требования к безопасному использованию атомной энергии, включая требования безопасности объектов использования атомной энергии, требования безопасности деятельности в области использования атомной энергии, содержатся в федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии являются нормативными



правовыми актами. В федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии учитываются положения международных конвенций и документов МАГАТЭ.

Обязательные требования к обеспечению безопасности судов содержатся в документах, издаваемых российскими организациями, уполномоченными на классификацию и освидетельствование судов (правила классификации и постройки судов, технического наблюдения за постройками судов, правила технического наблюдения за изготовлением материалов и изделий для судов). Указанные документы являются нормативно-техническими документами. В документах, издаваемых российскими организациями, уполномоченными на классификацию и освидетельствование судов учитываются требования международных конвенций и документов ИМО.

В международных конвенциях и документах не содержится конкретных требований к обеспечению безопасности транспортабельных ядерных установок. Указанные конвенции и документы лишь отчасти затрагивают вопросы обеспечения безопасности транспортных ядерных установок.

Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии могут распространяться как на один определенный вид объект использования атомной энергии или вид деятельности в области использования атомной энергии (далее – общие документы), так и на три и более вида объектов использования атомной энергии или деятельности в области использования атомной энергии.

В отношении транспортных и транспортабельных ядерных установок действуют 8 федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, устанавливающих:

- общие положения обеспечения безопасности;
- требования к проектированию и сооружению данных объектов;
- требования к эксплуатации и выводу из эксплуатации объектов;
- требования к отчетам по обоснованию безопасности объектов или видов деятельности в отношении указанных объектов.

Требования по обеспечению ядерной и радиационной безопасности транспортных и транспортабельных и транспортабельных ядерных установок, установленные в указанных документах, учитывают требования



международных конвенций и документов МАГАТЭ и ИМО с учетом особенностей таких объектов использования атомной энергии и современного уровня развития науки, техники и производства.

Кроме того, на плавучие транспортные и транспортабельные ядерные установки распространяются общие документы, устанавливающие требования:

- по безопасности при обращении с радиоактивными отходами;
- по безопасности при обосновании возможности продления назначенного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии;
- к программам обеспечения качества для объектов использования атомной энергии;
- по безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии.

Также на транспортные и транспортабельные ядерные установки распространяются требования федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, устанавливающие требования к учету и контролю ядерных материалов и радиоактивных веществ.

В федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии общего характера учтены требования международных конвенций и документов МАГАТЭ.

В документах, издаваемых российскими организациями, уполномоченными на классификацию и освидетельствование судов, устанавливаются технические требования:

- к устройству и эксплуатации оборудования и трубопроводов плавучих транспортных и транспортабельных ядерных установок;
- к обеспечению эксплуатации плавучих транспортных и транспортабельных ядерных установок.

В указанных документах учтены требования международных конвенций и документов ИМО.

Анализ федеральных норм и правил в области использования атомной энергии и документов, разрабатываемых российскими организациями, уполномоченными на классификацию и освидетельствование судов, регламентирующих требования по обеспечению безопасности плавучих транспортных и транспортабельных ядерных установок позволяет сделать



вывод, что в указанных документах учтены требования международных документов по регулированию безопасности ядерных установок.

ПРОЕКТНЫЙ КОЭФФИЦИЕНТ ГОТОВНОСТИ АЭС, КАК ЭЛЕМЕНТ КОНКУРЕНТОСПОСОБНОСТИ АЭС РОССИЙСКОГО ДИЗАЙНА НА ЕВРОПЕЙСКОМ РЫНКЕ

Легошин П.В.¹, Тимченко В.С.¹, Козлов Ю.И.¹, Ершов Г.А.²

¹АО "АТОМПРОЕКТ", Санкт-Петербург, Россия,

²АО ИК "АСЭ", Санкт-Петербург, Россия,

info@atomproekt.com, GAErshov@atomproekt.com

Очевидной привлекательностью АЭС Российского дизайна на внешних рынках является достаточная безопасность и конкурентная стоимость проектирования и строительства.

Вопросам экономической эффективности эксплуатации в настоящее время на стадии проектирования должного внимания не уделяется.

В соответствии с «Требованиями европейских энергетических компаний к АЭС с легководными реакторами» (EUR) в рамках проекта АЭС для европейских государств должна выполняться оценка рабочих характеристик станции.

Целями и задачами оценки рабочих характеристик в том числе является:

– демонстрация достаточности требуемых показателей готовности сооружений, систем и компонентов для удовлетворения целевых показателей производственной готовности АЭС;

– обеспечение удовлетворения целевых показателей в части продолжительности плановых остановов;

АО «Атомпроект» в настоящее время ведет два европейских проекта в контрактные требования, которых сформированы на основе требований EUR.

В рамках оценки рабочих характеристик АЭС производится расчет проектного коэффициента готовности.



Годовой проектный коэффициент готовности A , рассчитывается по формуле:

$$A = 100 \cdot \left\{ 1 - \frac{1}{365} \left[\frac{1}{60} (k_1 I_1 + k_2 I_2 + k_3 I_3 + I_5 + (k_1 + k_2 + k_3) I_6) + I_4 \right] \right\}$$

Годовой проектный коэффициент готовности является комплексным показателем экономической эффективности проекта и показывающим степень реализации:

- достаточной надёжности АЭС и в том числе показателей ремонтпригодности оборудования;
- совершенных технологий технического обслуживания и ремонта;
- минимизации вклада в неготовность станции систем безопасности.

В соответствии с требованиями EUR среднегодовой проектный коэффициент готовности в течение срока службы АЭС должен превышать 90%. Следовательно, коэффициент готовности 90% является минимально возможным контрактным требованием.

Количество плановых остановов за 20 летний период (k_3 , k_2 , k_1) в зависимости от длительности топливного цикла представлено в Таблице 1. На Российских АЭС с ВВЭР-1000 осуществлен переход с 12 месячного на 18 месячный топливный цикл, минимальный прирост коэффициента готовности от такого перехода составляет 1,5%. На станциях с ВВЭР-1200 применяется 18 месячный топливный цикл, однако некоторые Европейские заказчики требуют применение 12 месячного цикла.

Продолжительность останова на перегрузку топлива и техобслуживание, (I1) рекомендованная EUR составляет 16 суток. Рекомендованный показатель в настоящее время для ВВЭР-1200 на практике не реализовывался. Некоторых заказчиков удовлетворяет значение $20 \div 27$ суток.

Референтная продолжительность останова для капитального ремонта основного турбогенератора, включая останов для перегрузки топлива и техобслуживания, (I2) рекомендованная EUR составляет 24 суток. Рекомендованный показатель в настоящее время не выполняется и для его



достижения необходимо внесение изменений в проект. Некоторых заказчиков удовлетворяет значение 30 суток.

Таблица 1. Количество плановых остановов в зависимости от длительности топливного цикла

Длительность топливного цикла (месяцы)	Количество плановых остановов за 20 лет			
	Перегрузка топлива и техобслуживание (k_1)	Капремонт турбогенератора (k_2)	Останов для эксплуатационного контроля (k_3)	Всего
12	16	2	2	20
14	12	2	2	16
16	10	2	2	14
18	8	2	2	12
24	6	2	2	10

Референтная продолжительность останова для проведения эксплуатационного контроля, включая останов на перегрузку и техобслуживание и капитальный ремонт турбогенератора, (I3) рекомендованная EUR составляет 36 суток. Проектное значение данного показателя для ВВЭР-1200 практически достигнуто, однако заказчики хотят видеть меньшую продолжительность данного останова.

Необходимо отметить что продолжительность плановых остановов в контрактных требованиях определена как средняя, следовательно, графики производства работ должны составляться с запасом времени.

Продолжительность ежегодных вынужденных остановов, (I4) определённая EUR составляет менее 5,5 дней в году, что дает снижение готовности на 1,5%. При этом здесь под неготовностью понимается любое снижение мощности на значение менее 100%. По опыту эксплуатации ВВЭР-1000 накопленная длительность неплановых остановов составляет 4,14 суток на реактор в год, имеет тенденцию к снижению и за последние 10 лет составляет 3,02 суток на реактор в год. Отрицательный вклад в данный показатель вносят не только отказы оборудования в системах, обеспечивающих процесс выработки электроэнергии, но и отказы в системах безопасности, приводящие к административным остановам.



Резерв времени для проведения специальных работ (15) на 20-летний период в соответствии с EUR не должен превышать 150 дней. К специальным работам относятся крупные ремонты или замены крупных элементов включая модернизацию. Анализ опыта эксплуатации ВВЭР-1000 показывает тенденцию к снижению длительности выполнения специальных работ. Так за последние 10 лет в пересчете на 20 лет эксплуатации на один энергоблок - это значение составляет 74 дней. Однако работы, связанные с заменой ПГ превышают лимит времени, предусмотренный EUR.

Выполнение требований EUR обеспечивает достижение проектного коэффициента готовности при 18 месячном топливном цикле более 93%. Именно такие АЭС хотят видеть Европейские партнёры на своем рынке.

Анализ готовности и как его элемент, оценка коэффициента готовности не является самоцелью, а является механизмом улучшения проекта.

Следует отметить что оценка показателей готовности для проектируемых АСЭ, в настоящее время становится не только европейской тенденцией, что связано, в том числе, с привлечением специалистов из Европы в качестве экспертов при формировании контрактных требований.

С целью сохранения конкурентоспособности АЭС Российского дизайна на внешних рынках необходима реализация мирового опыта оценки эффективности проектов, выполнения анализа готовности всех, и не только экспортных, проектов.



ПОДХОДЫ ДЛЯ ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ДВИЖЕНИЯ РАСПЛАВА И ФОРМИРОВАНИЯ БАССЕЙНА РАСПЛАВА ПРИ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ В БЫСТРОМ РЕАКТОРЕ

**Чухно В.И., Климонов И.А., Усов Э.В.,
Прибатурин Н.А., Мосунова Н.А.**

Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт проблем
безопасного развития атомной энергетики РАН, Новосибирский филиал,
Новосибирск, Москва
cool.proff@gmail.com

На сегодняшний день, ядерная энергетика является одним из наиболее экологически чистых источников энергии. Одним из факторов, тормозящих развитие данной отрасли, являются последствия, возникающие в результате аварий с разрушением активной зоны реакторной установки. Во время подобной аварии в реакторной установке, материалы активной зоны плавятся и перемещаются, что может в итоге привести к формированию бассейна расплава. Образование бассейна расплава сопровождается выходом ПД из расплава топлива и конструкционных материалов.

Разработка подходов для моделирования формирования бассейна расплава является актуальной, поскольку масса и температура сформировавшегося бассейна определяет протекание аварии и дальнейший выход ПД из бассейна в помещения АЭС и далее в окружающую среду, что определяет радиационную обстановку в реакторе и вне его.

До сих пор основную роль при моделировании тяжелых аварий играют одномерные коды из-за того, что одномерное приближение позволяет существенно экономить время расчетов. Несмотря на это, начинают активно развиваться и подходы, основанные на учете пространственных эффектов [1,2]. Основным недостатком одномерных моделей является их относительно невысокая точность и большая доля эмпирических соотношений, используемых для расчетов. Для снижения общей доли эмпирических соотношения и увеличения точности расчетов предлагается использование трехмерных моделей для расчета процессов в реакторных установках.



Целью данной работы является разработка подходов для моделирования процессов образования бассейна расплава и выхода ПД из расплава в быстрых реакторах. В работе представлено описание используемых моделей и результаты некоторых численных расчетов.

Для расчета движения расплава топлива и конструкционных материалов, формирующих бассейн расплава, используются трехмерные фундаментальные законы сохранения массы, энергии и импульса [3].

Литература

1. Ю.М. Ашурко, А.В. Волков, К.Ф. Раскач. Разработка программных модулей для расчета запроектных аварий в быстрых реакторах с учетом пространственно-временной кинетики. // Атомная энергия, 2013, т. 114, №2, с. 63-67.
2. Yamano H., Tobita Y., Fujita S. A three-dimensional neutronics-thermohydraulics simulation of core disruptive accident in sodium-cooled fast reactor // Nucl. Eng. Des., 2009, v. 239, i. 9, p. 1673 – 1681.
3. Blazek J. Computational Fluid Dynamics: Principles and Applications. – Elsevier, 2001.

ОБ ОРГАНИЗАЦИИ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЛЕГКОВОДНОГО РЕАКТОРА С ПОЛНЫМ ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА И ПЛУТОНИЯ

**Невиница В. А.¹, Бобров Е.А.¹, Родионова Е.В.¹, Фомиченко П.А.¹,
Смирнов А. Ю.², Гусев В.Е.², Сулаберидзе Г. А.²**

НИЦ «Курчатовский Институт», г. Москва, Российская Федерация,
НИЯУ «МИФИ» г. Москва, Российская Федерация
Neviniza_VA@nrcki.ru, AYSmirnov@mephi.ru

В работе рассмотрена проблема замыкания ядерного топливного цикла легководного реактора. Обсуждаются различные способы рецикла регенерата урана – как раздельного, в виде уранового (РУТ) топлива, так и в виде совместного рецикла с плутонием (РЕМИКС). Ключевым элементом обоих технологических подходов является до-обогащение регенерированного урана. Однако этот процесс технически затруднителен



из-за присутствия в изотопном составе регенерированного урана искусственных изотопов $^{232,236}\text{U}$, а также повышенного по отношению к природному урану содержания ^{234}U . Из-за накладываемых на содержание указанных изотопов ограничений, связанных с требованиями к радиационным и нейтронно-физическим характеристикам низкообогащенного урана, при попытке многократного рецикла регенерированного урана, начиная со второго рецикла, используется двойной каскад центрифуг. Это приводит к тому, что на стадии очистки регенерированного урана от изотопа ^{232}U образуется «нештатный» отход обогащения урана – сильно загрязненная изотопом ^{232}U фракция с высоким содержанием изотопа ^{235}U . При большом масштабе использования регенерированного урана потери этого изотопа, начиная со второго рецикла, могут быть весьма значительны.

В настоящей работе предлагается организация топливного цикла легководного реактора, позволяющая снизить потери изотопа ^{235}U , возникающие в процессе обогащения регенерированного урана и его очистки от изотопа ^{232}U в двойном каскаде газовых центрифуг.

Показано, что ключевую роль в замыкании ЯТЦ легководного реактора играет технология обогащения регенерированного урана и предложен вариант организации топливного цикла с полным его использованием.

Показано, что использование двойного обогатительного каскада само по себе может приводить к ситуации, когда выигрыш за счет возвращения в топливный цикл регенерированного урана будет меньше, чем убыток, обусловленный потерями изотопа ^{235}U при очистке регенерата от изотопа ^{232}U . Выполнены расчеты пяти перегрузок легководного реактора, три из которых сформированы из обогащенного регенерированного урана второго рецикла с использованием предложенного в статье подхода. Для всех пяти перегрузок показано, что зависимости критической концентрации борной кислоты от времени облучения топлива в активной зоне практически совпадают, погрешность длины кампании не превышает 5 эффективных суток в сторону увеличения.

Работа выполнена при поддержке НИЦ «Курчатовский Институт», приказ от 22.08.2019 № 1879.



НЕКОТОРЫЕ ЗАДАЧИ ТЕПЛОГИДРАВЛИКИ ПРИ МОДЕЛИРОВАНИИ АВАРИЙ В РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВКАХ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Лежнин С.И.¹, Прибатурин Н.А.¹, Лобанов П.Д.², Усов Э.В.²

¹Институт теплофизики СО РАН, Новосибирск, Россия

²Институт проблем развития атомной энергетики РАН, Москва, Россия,
lezhnin@itbrae.ac.ru

Строительство реакторов с жидкометаллическим охлаждением связано с современными тенденциями развития реакторных установок (РУ), поскольку подобные типы установок должны разрешить задачу замыкания ядерного топливного цикла и увеличить ресурсную базу атомной энергетики.

Одними из самых опасных для таких РУ являются гипотетические аварии:

а) с потерей расхода и резким вводом реактивности без срабатывания систем защиты, при которых возможно термическое разрушение ТВЭЛов, ТВС и всей активной зоны (см., например, [1]);

б) при разрыве трубок парогенератора (межконтурные течи) (см., например, [2]) и последующим нестационарным истечением пара в объём, заполненный тяжелометаллическим теплоносителем.

В данной работе представлены как данные экспериментов, так и расчетные модели, посвященные исследованию движения жидкого металла по поверхности нагретого стержня. В экспериментах исследовалось движение расплава металла по поверхности иммитатора топливного столба, как при гравитационном стекании, так и при обдуве газовым потоком, получены данные об особенностях течения жидкого металла по цилиндрической поверхности. В частности, кроме общепризнанных режимов стекания: сплошного и пленочного, – был выделены капельный и ручейковый режимы (Рис. 1). Капли перемещались вниз без потери контакта с поверхностью и формировали след (Рис. 1а). При увеличении расхода другие капли двигались преимущественно по следу первой капли, происходило формирование ручейкового режима течения. Для различных



экспериментов форма следа была различной: прямой или криволинейной (рис.1б).

Соотношения для расчета теплообмена, трения, смоченных периметров и сечения расплава существенно зависят от режима течения. Показано формирование капель и ручейков, а также их отрыв от поверхности при обдуве газовым потоком. Данные экспериментов были использованы для модификации расчетных моделей. Предложен критерий для перехода от пленочного к ручейковому режиму, сформулированы рекомендации для проведения дальнейших экспериментов с целью уточнения моделей.

В работе представлены также результаты экспериментального и математического моделирования нестационарных процессов инжекции пара (или инертного газа) в канал, заполненный жидкостью с высокой плотностью, как продолжение проведенных ранее исследований (см., например, [2]).

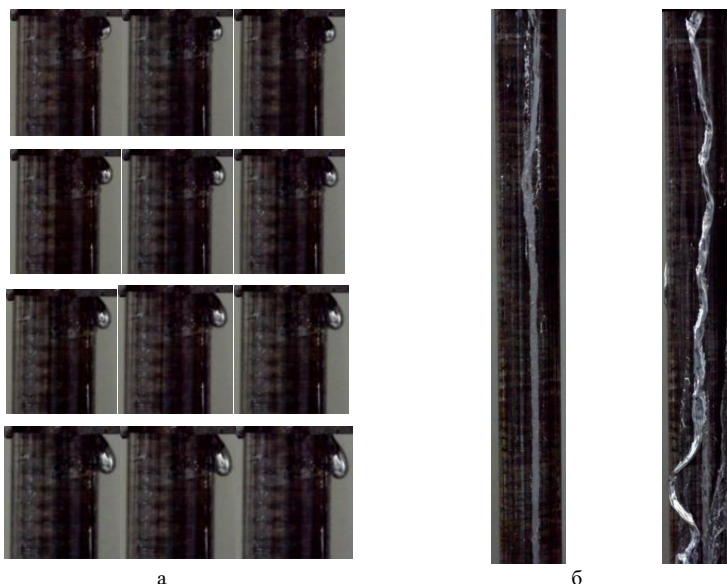


Рисунок 1. Примеры течения металла по поверхности кварцевого цилиндра:
а – капельный режим (режим одиночной капли), б – ручейковый режим



В экспериментах вдув газа (воздух, аргон) в воду (Рис. 2), сплав Розе, свинец осуществлялся непосредственно из камеры высокого давления или через длинную трубку. При этом диаметр отверстия истечения варьировался от диаметра трубки (гильотинный разрыв) до предельно малой доли раскрытия (малая течь).

Проведенная кросс верификация кода OpenFoam и теплогидравлического кода HYDRA/IBRAE/LM подтвердила консервативность теплогидравлического кода относительно амплитуды пульсаций давления. Проведено сравнение расчетов кодом OpenFoam в осесимметричной 2D и 3D моделях при различных перепадах давления. Показано, что в 3D расчёте существенно проявляется неустойчивость межфазной поверхности в виде кольцевых волн, выявлена более выраженная структура скачков сжатия и диска Маха для сверхзвуковой недорасширенной струи внутри газовой полости.

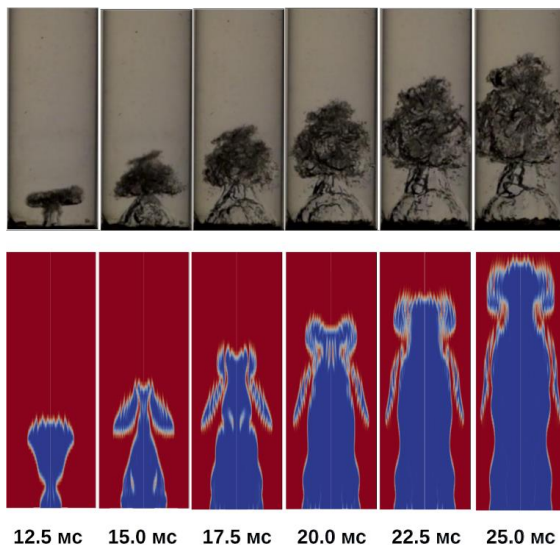


Рисунок 2. Экспериментальная видеорегистрация (вверху) и расчет объемного газосодержания (снизу) при инъекции воздуха в воду



Работа выполнена при поддержке Министерства науки и высшего образования РФ (госконтракт Ш.22.7.3) и Российского научного фонда (грант № 18-79-10013).

Литература

1. Жданов В.С., Мосунова Н.А., Прибатурин Н.А. и др. Обзор экспериментальных программ по исследованию плавления элементов активных зон быстрых реакторов в аварийных условиях // ВАНТ. Сер.: Ядерно-реакторные константы. вып. 1. 2019. с. 1–19
2. Лежнин С.И., Кашинский О.Н., Лобанов П.Д., Прибатурин Н.А. Нестационарные двухфазные течения в элементах реакторных установок // Тез. докладов 14-й Международной научно-практической конференции по атомной энергетике БЕЗОПАСНОСТЬ, ЭФФЕКТИВНОСТЬ, РЕСУРС, СевГУ, Севастополь, 2018, С.44-47.

УПРАВЛЕНИЕ РЕСУРСОМ АЭС С РБМК. ВОССТАНОВЛЕНИЕ ЗАЗОРА МЕЖДУ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКОЙ И МЕТАЛЛОКОНСТРУКЦИЕЙ СХЕМЫ "КЖ"

**Слободчиков А.В., Бирюков А.И., Решетин В.Л., Бакулин Д.В.,
Подосинников А.А., Рахманов А.П., Корецкий С.А., Кондрашин Д.А.**

АО «НКИИЭТ», г. Москва, Россия
nikiet@nikiet.ru

В настоящее время в России эксплуатируется 10 энергоблоков с реакторами РБМК 1000 на Ленинградской, Курской и Смоленской АЭС. Девять из них перешагнули проектный срок службы в 30 лет, а энергоблок № 3 Смоленской АЭС вплотную к нему приблизился.

За период эксплуатации энергоблока в результате радиационно-термического воздействия изменяются геометрические размеры графитовых блоков, что влечет за собой формоизменение всего массива колонн, что в свою очередь приводит к изменению условий эксплуатации важнейших элементов активной зоны: топливных каналов (ТК), тепловыделяющих сборок (ТВС), исполнительных механизмов регулирующих органов системы управления и защиты (СУЗ). Кроме указанных выше процессов, деформации кладки, наблюдаемая в продленный срок эксплуатации энергоблоков, также



приводит к исчерпанию проектного зазора «ГК КЖ» – зазора между периферийными графитовыми колоннами каналов охлаждения отражателя и металлоконструкцией (МК) схемы «КЖ» (герметичная обечайка активной зоны).

В ходе обоснования безопасности эксплуатации реакторных установок РБМК-1000 при контакте графитовой кладки и МК схемы «КЖ» были выполнены необходимые прочностные расчеты. Однако, в связи с отсутствием экспериментальных данных, подтверждающих верность выполненных расчетных обоснований на текущий момент не допускается эксплуатация АЭС без гарантированного зазора между графитовой кладкой и кожухом реактора. Для подтверждения выполненных расчетных обоснований о возможности эксплуатации в режиме силового взаимодействия, в настоящее время ведутся работы по организации экспериментальных исследований на базе АО «НИКИЭТ». Для моделирования характера взаимодействия графитовой кладки и металлоконструкции схемы «КЖ» сооружается масштабный стенд.

Специалистами АО «НИКИЭТ» была разработана ремонтная технология восстановления зазора «ГК-КЖ» путем резки углов периферийных графитовых колонн с применением робототехнических комплексов, характеристики и принцип работы которых представлены в настоящем докладе. Для методического сопровождения работ была разработана методика оптимизации объемов ремонта по восстановлению зазора «ГК КЖ», суть которой заключается в расчёте значений коэффициентов прироста стрел прогибов, соответствующих относительным скоростям изменения искривления для каждого графитового блока в колонне, что позволило сократить время и стоимость выполнения работ, а также снизить количество радиоактивных отходов и дозовые нагрузки на персонал.

Для внедрения технологии в промышленную эксплуатацию специалистами АО «НИКИЭТ» совместно с производителями роботизированной оснастки выполнен комплекс работ по расчетно-экспериментальному обоснованию технологий восстановления зазора «ГК КЖ».

Представленная технология успешно реализована на энергоблоках первых очередей Ленинградской и Курской АЭС и будет применяться на



остальных энергоблоках с реакторами РБМК-1000 во время плановых ремонтных работ по восстановлению ресурсных характеристик РУ.

РАСЧЁТНЫЕ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ СВЕРХВЫСОКОЧАСТОТНОГО РАЗОГРЕВА И ИЗВЛЕЧЕНИЯ БИТУМНОГО КОМПАУНДА

**Безотосный С.С.¹, Тишков В.Ф.¹, Шевелев Д.В.¹, Притыка И.А.¹,
Тимофеев Л.Н.¹, Вишняков П.Е.¹, Фролова М.А.²**

¹АО «ВНИИАЭС», г. Москва, Российская Федерация

²СевГУ, г. Севастополь, Российская Федерация

Впервые битум был использован для отверждения отходов в Бельгии 1961 г. Причина использования битума в том, что битум термопластичен, что позволяет успешно включать в него концентраты при нагревании с получением гомогенного продукта (компаунда) обладающего гидростойкостью [1].

В процессе длительного хранения, вследствие радиационного воздействия и взаимодействия солей отходов с компонентами битумной матрицы, битумный компаунд изменяет свои характеристики. К битумным компаундам предъявляются требования гомогенности, термической и радиационной устойчивости, влагостойкости, устойчивости к химическим, механическим и биологическим воздействиям. Результаты анализов проб битумного компаунда, показали [2], что наблюдается существенное изменение удельной радиоактивности по глубине залегания битумного компаунда. Степень наполнения солями битумного компаунда составляет лишь $16 \div 22$ %, что не совпадает с расчетными данными. Наблюдается четко зафиксированное расслоение битумного компаунда, часть солей осела и сконцентрировалась в нижней половине битумного компаунда в отсеках хранения.

Извлечение битумного компаунда из наливных хранилищ АЭС, его расфасовка в транспортируемые упаковки представляет определенную



проблему, поскольку в битумохранилищах для этих целей специальных мероприятий предусмотрено не было.

Сверхвысокочастотный (СВЧ) метод разогрева битума для извлечения следует отнести к перспективным технологиям, достоинства которого еще мало изучены. Возможность и эффективность преобразования электромагнитной энергии в тепловую находится в прямой зависимости от частоты колебаний, диэлектрической проницаемости и диэлектрических потерь разогреваемого вещества. Благодаря диэлектрическим потерям возможно согласование СВЧ-генератора и отсека хранилища, при котором до 90 % электромагнитной энергии преобразуется внутри продукта в тепло.

Технология СВЧ-разогрева по сравнению с существующими технологиями имеет ряд достоинств:

- тепловая безынерционность и высокий коэффициент полезного действия преобразования СВЧ-энергии в тепловую;
- скорость подъема температуры в зоне плавления – до 10 °/сек.;
- объемный разогрев за счет проникающей способности;
- регулирование и стабилизация температуры, а, следовательно, и вязкости расплава – для облегчения его откачивания;
- малое время нахождения битума в СВЧ-установке в процессе нагрева.

В [3] была исследована возможность СВЧ-разогрева загустевших нефтепродуктов и выполнен сравнительный анализ эффективности данного метода с разогревом паром. Глубина проникновения СВЧ-излучения с частотами 2,45 и 0,9 ГГц составляет ~1,5 м и ~8 м, соответственно. Это означает, что под рупорным излучателем будет формироваться ванна жидкого битума полусферической формы, радиусом ~1,5 м. Объем жидкого битума в ванне составит 1,325 м³ (что сопоставимо с полезным объемом НЗК). Таким образом, необходимо использовать излучатель, или систему излучателей, в настоящее время существуют СВЧ-генераторы единичной мощностью ~150 кВт, что обеспечит разогрев и разжижение 1 м³ битума за время около 8,3 ÷ 8,5 часов.

Для экспериментального исследования процесса СВЧ-разогрева битума был собран макет установки. Макет представляет собой ёмкость в виде прямоугольного параллелепипеда, изготовленного из листового металла. Сверху ёмкость закрыта плотно подогнанной крышкой, имеющей



надёжный электрический контакт с корпусом. Внутренние размеры ёмкости: длина и ширина по 240 мм, высота 420 мм. Внутри ёмкость была заполнена битумным компаундом до уровня 160 мм от крышки, или на 260 мм от днища. Объём компаунда составил 15 куб. дм.

На боковых стенках ёмкости в верхней части были закреплены 4 магнетронных генератора с рабочей частотой 2,45 ГГц и выходной мощностью по СВЧ-излучению ~600 Вт каждый. Таким образом, полная максимальная СВЧ-мощность, вводимая в объём, составила ~2,5 кВт. Расположение излучателей соседних магнетронов под углом 90 градусов друг относительно друга обеспечивало максимальное уменьшение их взаимного влияния за счёт развязки по поляризации. Взаимное влияние противоположно размещённых магнетронов снижается наличием трубы со шнеком совместно со специальными экранирующими пластинами, установленными на стенках контейнера в его верхней части, над уровнем компаунда.

В центре верхней крышки был смонтирован направляющий фланец, в котором с трением и также с надёжным электрическим контактом относительно крышки перемещалась металлическая тонкостенная труба. В трубе размещён шнек наружным диаметром 20 мм, предназначенный для извлечения расплавленного битумного компаунда. Хвостовик шнека через бронзовую втулку-подшипник скольжения и уплотняющую втулку выведен наружу для сопряжения с электродвигателем (на фотографиях электродвигатель не показан). В трубе выше уровня крышки выполнен наклонный патрубок, через который поднятый шнеком битум затем изливался в сборную ёмкость для отбора проб (на фотографиях не показана).

Перед проведением экспериментов, работа установки была смоделирована при помощи пакета CST Studio [5,6]. Вариантные расчёты позволили оптимизировать размещение магнетронов и внутрикорпусных элементов, способствующих более равномерному распределению СВЧ-мощности по объёму при работе неполного количества магнетронов. Такая ситуация может возникнуть, например, при необходимости ступенчатого регулирования подводимой мощности или просто при аварийном отключении одного из магнетронов в процессе эксперимента.

Поскольку излучение магнетронов существенно некогерентно, в соответствии с принципом суперпозиции происходит простое



пространственное и временное суммирование мощностей, вводимых каждым из магнетронов в объём установки. Поэтому в каждом отдельном расчёте, для простоты понимания процессов формирования СВЧ-поля, моделировалась работа только какого-то одного. Остальные магнетроны запитаны не были и, таким образом, являлись пассивными переизлучающими элементами.

В качестве зондирующего тестового импульса магнетрона был принят импульс со средней частотой, равной рабочей частоте магнетрона 2,45 ГГц, длительностью ~ 24 нс и гауссовой огибающей по амплитуде. Среднеквадратичная мощность зондирующего импульса в CST Studio по умолчанию принималась равной 1 Вт. В силу линейности задачи (свойства материалов, в рассматриваемом диапазоне напряжённостей полей, не зависят от напряжённости), полученные результаты по напряжённостям полей могут быть затем легко отмасштабированы и приведены к любой реальной мощности магнетронов.

В силу сравнительного слабого поглощения сигналов чистым битумом, использовавшимся в эксперименте, СВЧ-сигнал в объёме установки затухает сравнительно медленно. Во избежание неразумно длительных расчётов при вариантных вычислениях, временной интервал моделирования был ограничен пятикратной длительностью зондирующего импульса. Сравнительные расчёты для интервалов, равных 10, 20 и 50 длительностям зондирующего импульса, практически не имели сколь-нибудь значимых отличий, что свидетельствует о приемлемой точности расчётного моделирования с принятым расчётным временем.

В эксперименте для разжижения битума от $+25^{\circ}\text{C}$ до требуемой степени текучести потребовалось удельная энергия около $85 \text{ кВт}\cdot\text{ч}/\text{м}^3$ битума, если считать по чистой суммарной мощности СВЧ-излучения и принять её равной 2,5 кВт, объём разогреваемого битума был равен $0,015 \text{ м}^3$, чистое время разогрева в эксперименте ~ 30 минут. То есть излучатели суммарной мощностью $\sim 150 \text{ кВт}$ разогреют 1 м^3 примерно за 34 минуты. При условии, что вся эта СВЧ-энергия поглотится в указанном 1 м^3 , то есть при утечках СВЧ-излучения за пределы греемого объёма, равных нулю. Но при наличии таких утечек, т.е. в реальном хранилище большого объёма, время разжижения битума под сборкой излучателя со шнеком может возрасти до величины ~ 2 часов, что также вполне приемлемо.



В экспериментах наблюдалась возгонка незначительного количества наиболее лёгких фракций битума. Эти фракции накапливались над слоем битума под крышкой установки. Учитывая возможный сопутствующий унос радионуклидов в условиях реального хранилища, напрашивается техническое решение по организованному газоотводу из объёма в зоне размещения излучателей, с улавливанием этих фракций, их разложением, сбором и кондиционированием конечных продуктов. Применение обычных фильтров крайне нежелательно, поскольку приводит к образованию вторичных РАО. Поэтому установка может быть дополнена отдельным модулем плазменной газоочистки, свободным от указанного недостатка.

Применение газоочистки на основе объёмного микроволнового безэлектродного плазменного разряда даёт возможность в замкнутом объёме плазменного реактора без доступа кислорода добиться рабочих температур ~ 2500 °С и выше. При этом скорость разогрева парогазовой смеси для разных веществ в объёмно-плазменном реакторе-деструкторе может составлять по порядку величин от 100 до 1000 °С/сек.

Одновременно с действием высоких температур, мощное ионизирующее воздействие микроволновой плазмы в объёме деструктора приводит к полному разложению сложных молекул углеродосодержащих веществ на простейшие молекулы и ионы. Ионизированные частицы плазмы вращаются по винтовым траекториям вокруг силовых линий магнитного поля и не должна сойти с них, пока не претерпят столкновений с нейтралами или другими ионами. Если учесть, что легче всего ионизируется самый тяжёлый щелочной металл – цезий, в присутствии паров которого электропроводность плазмы можно наблюдать уже при 2000 - 3000 °С [4], то явление удержания частиц плазмы силовыми линиями магнитного поля в совокупности с применением электромагнитной ионной ловушки-сепаратора исключит выход ионов цезия за пределы плазменного объёма и собственно деструктора.

Технология СВЧ-нагрева и извлечения битума позволит достичь достаточно малого времени очистки отсека от компаунда (около 6 месяцев), минимизировать дополнительно образующиеся отходы, реально снизить объём радиоактивных отходов. Кроме того, технология имеет приемлемые энергозатраты. Достоинством технологии является возможность соединения СВЧ-нагрева с кондиционированием - остекловыванием или



цементированием остатков бескислородного СВЧ-пиролиза и ионно-плазменной очистки в СВЧ поле. СВЧ-пиролиз позволит газифицировать битумный компаунд при меньших температурах, чем сжигание в избытке кислорода. Это к тому же существенно сокращает унос нелетучих радионуклидов (^{60}Co , ^{137}Cs и др.) и увеличивает их удержание стеклообразующим флюсом. Имеющиеся в настоящее время материалы по процессам пиролиза и СВЧ безэлектродного объёмного плазменного разряда позволяют рассчитать процесс и оценить технико-экономические характеристики процесса и установки переработки отходов.

Литература

1. Никифоров А.С., Куличенко В.В., Жихарев М.И. Обезвреживание жидких радиоактивных отходов. М.: Энергоатомиздат, 1985, 184 с.
2. Варлаков А.П., Суханов Л.П. Проблемы обращения с битумированными радиоактивными отходами Ленинградской АЭС, ВНИИНМ им. А.А. Бочвара, Санкт-Петербург, 2015 г.
3. Э.Васильев, О.Морозов, С.Степанов, В.Цыбко. СВЧ-разогрев загустевших нефтепродуктов в железнодорожных цистернах.- Электроника для ТЭК.- Выпуск № 6.- 1999.
4. Франк-Каменецкий Д.А. Плазма – четвертое состояние вещества. М.: Госатомиздат, 1961, 132 с.



ПЕРЕРАБОТКА РАО С ПОМОЩЬЮ КАВИТИРУЮЩЕЙ ПЛАЗМЫ

**Притыка И.А., Тишков В.Ф., Вишняков П.Е., Безотосный С.С.,
Тимофеев Л.Н., Шевелев Д.В.**

АО «ВНИИАЭС» г. Москва, Российская Федерация
prityka.55@mail.ru

Уже, которое десятилетие исследователи пытаются разобраться в физических и электротехнических принципах работы установки Вачаева, в которой производилась не только трансмутация радиоактивных изотопов в стабильные, но и вырабатывалась энергия, обеспечивающая автономную работу системы [1,2]. Основная проблема повторения установки Вачаева заключается в получении в рабочем теле (жидкость, пар) стабильного плазмоида – зеленого шипящего шарика.

В докладе сделана попытка объяснения явления трансмутации и выделения избыточной энергии ($\text{COP} > 1$) с помощью электрогидродинамической кавитации плазменного разряда.

В теоретическом аспекте рассмотрена физика холодного ядерного синтеза (ХЯС) и возможный механизм этого явления, не противоречащий представлениям о механизме термоядерного синтеза. Основной преградой для протекания ХЯС является кулоновский барьер. Для преодоления кулоновского барьера отталкивания лёгких ядер в ХЯС используется не общий разогрев системы до десятков и сотен миллионов градусов как при термоядерном синтезе, а частицы высоких энергий из хвоста распределения Максвелла по скоростям при относительно не высоких температурах термодинамической системы. При интенсивной электро-гидродинамической кавитации выполняются требования ядерной физики для течения реакции синтеза: наличие у лёгкого ядра энергии достаточной для преодоления кулоновского барьера отталкивания и плотности, обеспечивающей вероятность попадания высокоэнергетического лёгкого ядра в поле сил ядерного взаимодействия. Это снимает противоречие между ХЯС и термоядерным синтезом [3].

Физика трансмутационных процессов не может быть принята без механического представления о строении атома и его ядра. В докладе представлены такие модели с их дополнениями и расширениями.



Модель физики трансмутации атомного ядра отражена в оболочечной модели и ее дополнении Бурутаева в виде FGH-структуры [4]. Бурутаев Юрий Васильевич проделал колоссальную работу по систематизации и анализу экспериментальных данных изучения строения атомов и их ядер, которая привела к исправлению таблицы Менделеева. Его теория (обсуждается на семинарах физического факультета МГУ, носящих название «Буртаевские чтения») позволяет объяснить принципы деления тяжёлых ядер и приводит к кардинальному изменению взглядов на строение материи. В основе его работ лежит представление о том, что все ядра атомов состоят из некоторых образований, основанных на альфа частицах. Этот вывод является следствием его титанического труда по анализу многих опытных данных. В том числе и возможности трансмутации ядер.

Следующим шагом, объясняющим возможность трансмутации элементов, является дополнение оболочной теории И. Болдова [5]. Развиваемая автором «Геометрическая теория» позволяет дополнить, развить и уточнить оболочечную и коллективные модели строения ядра.

Основные положения «Геометрической теории» атомного ядра:

1. Нуклонная пара - ядро протия, состоящее из двух связанных нуклонов (протона и нейтрона);

2. Цепочка - пространственная структура в виде линейно-последовательно соединенных нуклонных пар (p-n-p-n);

3. Оболочка - пространственная структура в виде квадрата, заполняемая нуклонными парами и цепочками, расположенными в одной плоскости. Полностью заполненная оболочка имеет вид квадрата.

4. Виды оболочек: s – две нуклонные пары, p – шесть пар, d- десять пар, f- четырнадцать пар, b- восемнадцать нуклонных пар;

5. Слой – пространственная структура, состоящая из оболочек, вложенных один в другой, и расположенных в одной плоскости;

6. Основное ядро – пространственная структура, состоящая из слоев, полностью или частично заполненных нуклонными парами оболочек;

7. Вакансия - местоположение в структуре ядра, в которое может быть помещен нейтрон в заполняемую оболочку или рядом с ним.

Гипотеза 1: Структура электронных оболочек атома является отражением структуры атомного ядра. Нуклоны в атомном ядре соединяются в 3-х мерном пространстве под углом 90° . Ядерные оболочки



имеют форму квадрата и располагаются последовательными слоями. Каждый нуклон оболочки каждого слоя имеет в ядре определенное пространственное положение.

Гипотеза 2: Все связи нуклонов в ядре имеют характер «протон-нейтрон», образуя протон-нейтронные пары и цепочки. Такие протон-нейтронные пары в количестве Z образуют «основное ядро», заполняя оболочки по определенному порядку. Местоположение протонов и нейтронов в одинаковых позициях в оболочках, меняются местами в соседних слоях.

Гипотеза 3: Порядок вакансии определяется количеством связей, которые будут установлены нейтроном, помещенным в данную точку пространства. Автором предложено обозначать вакансии символами $W1 \div W6$. У изотопов, для которых $A > 2 * Z$, первыми заполняются вакансии старших порядков. Порядок заполнения вакансий аналогичен порядку заполнения оболочек. У изотопов для которых $A < 2 * Z$, вакансии образуются на месте нейтронов, входящих во внешние оболочки основного ядра.

Но, геометрическая модель ядра опять принимает элементарные частицы, как бесструктурные шарики, которые, исходя из экспериментальных данных, наделяются субстациональными свойствами - получается какое-то «ядерное вещество», что-то на подобии, канувшего в лету вещества «теплорода», флагистона. Требуется еще расширение, трактующее все процессы, происходящие в атоме и его ядре с механической точки зрения. И такое расширение дает эфиродинамика В.К. Ацюковского и работы М. Жужи [6].

Ранние попытки автора [6] нарисовать атомы сложнее лития наталкивались на противоречия. Из имеющейся литературы стало известно, что значения энергетических уровней определялись путём отрывания верхних электронов от атома. При этом в других источниках не удалось найти записей, в которых бы считалось, что ионизированный атом – это уже иной объект изучения, а не тот, который был в начале опыта. Если рассматривать неионизированный атом как систему, то у него будут одни свойства, а оторвав от него (или добавив) электрон – получим новую систему с другими свойствами и новыми значениями энергий ионизации. Общеизвестные модели атома, рассматривают ионизированные атомы как первоначальную систему (со всеми её свойствами), но при этом с



отсутствующими электронами. Получается, что общепризнанные модели рассматривают атом «в статике» а не в динамике. Но атом находится в динамическом равновесии, и при изменении количества электронов на орбиталях расстояния между всеми электронами и ядром меняются, изменяя плотность внутри самого ядра, ослабляя внутриядерные силы. Т.е. ионизация электронных атомных оболочек приводит к ослаблению внутриядерных связей в ядре, давая возможность нуклону войти в вакансию оболочки ядра или покинуть ядерную оболочку.

Таким образом, доклад посвящен возможности технической реализации трансмутации атомов с помощью установки Вачаева, с использованием кавитирующей плазмы. Установлено, что трансмутация происходит в два этапа: на первом этапе происходит плазменная электрогидродинамическая ионизация в вихревом кавитационном поле электронной оболочки атома, которая в свою очередь, ослабляет внутриядерные силы взаимодействия нуклонов, что позволяет, осуществлять «ионизацию» ядерных оболочек ядра - изменять, как атомный вес, так и заряд ядра, переводя радиоактивные изотопы в стабильные.

Литература

1. С. Годин Эксперименты с прототипом установки Вачаева-Иванова - «Энергонива» сайт <https://lenr.su/> .
2. Все работы связанные с установкой Вачаева собраны на сайте А.Просвирнова <http://lenr.seplm.ru/?q=%D0%B2%D0%B0%D1%87%D0%B0%D0%B5%D0%B2>).
3. А.В.Косарев, Холодный ядерный синтез в рамках тепло - и ядерной физики. <http://proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=8749>).
4. Буртаев Ю.В.Нуклиды. набросок феноменологического описания Ч.1-4 Москва 1997 г.
5. И. А.. Болдов Геометрическая теория строения ядра атома. <http://trinitas.ru/rus/doc/0016/001e/00162939.htm>).
6. Жужа М.М. Эфиродинамика: от элементарных частиц до вихревой модели атома, https://etherdynamics.wiki/wiki/Жужа_М.М._Эфиродинамика:_от_элементарных_частиц_до_вихревой_модели_атома,_2017_г



РАЗРАБОТКА БЫСТРОДЕЙСТВУЮЩЕГО ЭЛЕКТРОМАГНИТНОГО КЛАПАНА ДЛЯ УПРАВЛЕНИЯ ИСПОЛНИТЕЛЬНЫМИ ОРГАНАМИ СУДОВЫХ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Гафуров Т.Х.

АО «Концерн «НПО «Аврора», Санкт-Петербург, Российская Федерация
mail@avrorasystems.com

В докладе производится анализ и разработка методов расчета электромагнита постоянного тока, входящего в состав быстродействующего электромагнитного клапана (ЭМК) и блока клапанов дискретного управления, предназначенного для управления приводами исполнительных органов судовых ЯЭУ.

В разделе 1 доклада рассматриваются общие вопросы использования различных типов гидроусилителей мощности с целью преобразования управляющего сигнала в перемещение штоков сервомоторов посредством подводимой рабочей воды автоматики (РВА) под давлением [1]. Приводятся основные преимущества, разработанных Концерном принципиально новых быстродействующих ЭМК.

В разделе 2 доклада приводятся технические требования, предъявляемые к проектируемым в настоящее время системам управления судовыми ядерными энергетическими установками.

Раздел 3 по проектированию и разработке быстродействующего ЭМК состоит из следующих подразделов:

- подраздела 3.1, в котором описывается общий подход к расчету электромагнита постоянного тока в статике [2,3,4];
- подраздела 3.2, где приведен укрупненный перечень выполненных работ по разработке ЭМК;
- подраздела 3.3 с указанием детального перечня мероприятий по улучшению технических характеристик ЭМК [6,7];
- подраздела 3.4, в котором рассматриваются конструкции макетов ЭМК №1 и ЭМК №2, приводится сравнительный анализ конструктивных отличий изготовленных макетов ЭМК №1 и ЭМК №2 [8];
- подраздела 3.5, где рассмотрен анализ макетирования макетов



– ЭМК №1 и ЭМК №2 с использованием программного пакета Elcut 5.1 Professional разработки фирмы «Тор» г. Санкт-Петербург, приведены результаты моделирования магнитных полей;

– подраздела 3.6, в котором рассматриваются вопросы применения ЭМК в составе блока клапанов дискретного управления. Приводится гидравлическая схема их подключения в составе блока КДУ к сервоприводу регулирующего клапана, а также гидравлическая схема включения блока КДУ в контуре управления при проверке динамических характеристик привода регулирующего клапана [6, 7].

– раздел 4 с изложением преимуществ применения быстродействующих ЭМК по своим функциональным, конструктивным параметрам и надёжности по сравнению с аналоговыми гидроусилителями в электрогидравлических системах регулирования технологическими параметрами судовых ЯЭУ, например, успокоителями качки и дизельными установками судов и объектов стационарной атомной энергетики, поставляемых Концерном Заказчику.

Литература

1. Башта Т.М. Гидравлика, гидромашины и гидропривода / Т.М. Башта, С.С. Руднев, Б.Б. Некрасов и др., 4-е изд., стереотипное, перепечатка со второго издания 1982.-М.: Издательский дом «Альянс», 2010.-С.402-408.
2. Гордон А.В. Электромагниты постоянного тока / А.В. Гордон, А.Г. Сли-винская // Госэнергоиздат, М-Л. – 1960. - С. 447.
3. Копылов П.Т. Проектирование электрических машин / П.Т. Копылов, В.П. Поднос. - М.: Госэнергоиздат, 1993. – 384 с.
4. Дубицкий С.Д. ELCUT – инженерная система моделирования двумерных физических полей // С.Д. Дубицкий. – CADmaster.-2001. - №1. - С.17-21
5. ELCUT. Моделирование двумерных полей методом конечных элементов. Версия 5.1. Руководство пользователя. - СПб.: Производственный кооператив ТОР, 2003.-249 с.
6. Ушаков С.И., Касьян М.И., Гафуров Т.Х. Создание БКДУ для реализации импульсного управления исполнительными механизмами / С.И. Ушаков, М.И. Касьян, Т.Х. Гафуров // Системы управления и обработки информации: науч.-техн. сб. - Санкт-Петербург: ФНИЦ НПО Аврора, 2008. – Вып. 8. – С.154-164.
7. Ушаков С.И., Т.Х. Гафуров, И.Г. Пономарев Разработка электромагнитного клапана с улучшенными характеристиками / С.И. Ушаков, Т.Х. Гафуров, А.В. Балакин, И.Г. Пономарев // Системы управления и обработки информации: науч.-техн. сб. - Санкт-Петербург: АО «Концерн «НПО «Аврора», 2013. - Вып. 27. – С.65-72.
8. Зубченко А.С. Марочник сталей и сплавов/ А.С. Зубченко. – М.: Машиностроение, 2003. - С. 3-784.



ИСПОЛЬЗОВАНИЕ НАНОПОРОШКОВ ТУГОПЛАВКИХ МЕТАЛЛОВ ПРИ КОНДИЦИОНИРОВАНИИ ЖРО

Федорова С.А., Гавриш В.М., Гавриш О.П., Чайка Т.В.

Севастопольский государственный университет, г. Севастополь, Россия.
s.a.fedorova@sevsu.ru

Закон РФ «Об обращении с радиоактивными отходами» предопределяет кондиционирование радиоактивных отходов как технологическую операцию по приведению радиоактивных отходов в физическую форму и состояние, пригодные для их захоронения и соответствующие критериям приемлемости. [1,2]. Сегодня, в большей или меньшей степени, в конце цепочки обращения с жидкими радиоактивными отходами используют битумирование, цементирование и остекловывание:

– битумирование, процесс достаточно дешевый, однако имеет ряд недостатков, например, взрыво- и пожароопасность, нестойкость к воздействию микроорганизмам;

– остекловывание – процесс, дающий на выходе компаунды, удовлетворяющие все требования для безопасного хранения РАО, но является очень дорогостоящим.;

– цементирование – дешево, но воздействие ионизирующего излучения очень сильно уменьшает прочностные характеристики.

Основные способы увеличения прочности бетона сводятся к введению в бетонную смесь различных добавок, которые обладают разным действием: суперпластификаторы; ускорители набора прочности; добавки, регулирующие сохраняемость подвижности бетонной смеси; добавки с противоморозным эффектом; модификаторы бетона; добавки для самоуплотняющихся бетонов.

В качестве добавок для решения проблемы повышения эксплуатационных свойств бетонов в мировой практике [3-5] все чаще предлагается использовать микро- и наномодификаторы. В нашей работе исследованы различные рецептуры бетонов, где в качестве добавок применялись нанопорошки WC, WO₃, TiC, TaC и их смеси. Эти нанопорошки были получены в лаборатории Научно-образовательного



центра «Перспективные технологии и материалы» в результате переработки твердосплавных изделий и отходов.

Испытание на прочность при сжатии исследуемых бетонных образцов производили в расчетном возрасте 28 дней на гидравлическом прессе 2ПГ-500.

Оптимальным модификатором бетонной смеси, улучшающий прочностные характеристики бетона является нанопрошок смеси карбидов вольфрама, тантала, при добавлении которого наблюдаются наилучшие результаты (при добавлении 2% нанопрошка наблюдается увеличение прочностных характеристик на 52%, при 5% – на 99%). Наномодификатор карбида вольфрама при 3% добавлении прирост прочности на 56%, при дальнейшем увеличении содержания модификатора, наблюдается резкое снижение прочности. Нанопрошок оксида вольфрама показал наименьший прирост прочности по сравнению с другими образцами [6].

Итак, при добавлении нанопорошков значительно увеличивается класс бетона по сравнению с контрольным образцом. Для более детального изучения влияния наномодификаторов необходимо провести ряд исследований, направленных на различные свойства бетонной смеси.

Литература

1. Федеральный закон от 11.07.2011 N 190-ФЗ (ред. от 02.07.2013) "Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации" (с изм. и доп., вступающими в силу с 16.07.2013)
http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_116552
2. Федорова С.А., Гавриш В.М., Гавриш О.П. Использование нанопорошка оксида кремния в качестве керамической матриц для иммобилизации жидких радиоактивных отходов атомной станции с ВВЭР/Энергетические установки и технологии. 2017. Т. 3. №4. С. 98-111.
3. Обзор воздействия микро- и наночастиц на прочность при замораживании-оттаивании отвержденного бетона: перспектива механизма Ebrahimi, Khashayar, Daiezadeh, Mohammad Javad; Zakertabrzi, Mohammad CONSTRUCTION AND BUILDING MATERIALS 186 с: 1105-1113
4. Гамма-защитные свойства гематито-серпентинового бетона, смешанного с микро- и наночастицами WO₃ и Bi₂O₃ с использованием кода MCNPX Tekin, H. O.; Sayyed, M. I.; Issa, Shams A. M. Gamma radiation shielding properties of the hematite-serpentine concrete blended with WO₃ and Bi₂O₃ micro and nano particles using MCNPX code RADIATION PHYSICS AND CHEMISTRY Том: 150 Стр.: 95-100



5. Наночастицы в качестве бетонных добавок: обзор и перспективы Reches, Yonathan Nanoparticles as concrete additives: Review and perspectives CONSTRUCTION AND BUILDING MATERIALS Том: 175 Стр.: 483-495
6. Федорова С.А., Гавриш В.М., Гавриш О.П., Чайка Т.В., Баранов Г.А. Определение оптимальных концентраций добавок нанопорошков тугоплавких металлов для увеличения прочностных характеристик бетона/Энергетические установки и технологии. 2019. Т. 5. № 1. С. 151-155.

АТОМНЫЕ КОГЕНЕРАЦИОННЫЕ ЭНЕРГОБЛОКИ В РЕШЕНИИ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ, ЭКОЛОГИЧЕСКИХ И СОЦИАЛЬНЫХ ВОПРОСОВ РАЗВИТИЯ РЕГИОНОВ РОССИИ

Семенов В.П.

«Экспертный центр «Национальной Безопасности»
semenov.v.p@yandex.ru

Территория России крайне неравномерно населена и с учетом географических особенностей, условия рельефа и неравномерным уровнем экономического развития отдельных регионов. Достаточно сказать, что около 2/3 территории России, где проживает около 15% населения России, находится вне зоны централизованного электроснабжения. Но именно эти, удаленные, малонаселенные районы представляют особую стратегическую ценность (ресурсную, оборонную). Здесь находится 90% добываемого газа, 70% запасов российской нефти, 90% древесины, большие запасы цветных, редких металлов, химического сырья и др. И в то же время вся эта огромная территория находится за пределами единой электроэнергетической системы страны и осуществляется от автономных источников на органическом топливе, завоз которого и увеличение тарифов связаны с большими издержками, а эксплуатация наносит серьезный экологический урон окружающей среде. На Северный завоз ежегодно из федерального и региональных бюджетов выделяется несколько миллиардов рублей (организационные трудности, возрастающие затраты на закупку топлива и его транспортировку в условиях бездорожья и короткой навигации). Особенно острый дефицит энергоснабжения для освоения открытых здесь стратегических запасов углеводородов, обеспечения транспортных коммуникаций и оборонной деятельности отмечается в Арктическом



регионе РФ. Нарастающий дефицит тепла и электроэнергии, ставит под угрозу планы промышленного развития, в том числе и из-за оттока населения из этих некомфортных для жизни мест. Решить проблемы за счет прокладки новых сетей, трубо-газопроводов, дорог в большинстве случаев нецелесообразно экономически или невозможно по условиям рельефа, по срокам строительства, большой удаленности и децентрализации потребителей. В 2009 году в сенат США был внесен законопроект «Инициатива по улучшению исследований в области энергетике», который начинается словами «Министр энергетике должен руководить исследованиями по уменьшению стоимости ядерных энергетических систем, включая исследования по модульным и малым реакторам.». И этот законопроект поддержан Президентом США, министром энергетике и сенаторами и в ближайшее время будет принят и выделено 50 млн долларов. Новый премьер Великобритании Борис Джонсон объявил о ядерном ренессансе (инвестиции в размере 22 млн. дол. в малые модульные реакторы). Практический интерес к малой энергетике во всем мире прогрессивно возрастает. В сложных природных условиях России традиционные энергоисточники и энергоисточники на базе возобновляемых ресурсов не в состоянии удовлетворить растущие потребности стабильно в тепле и электрической энергии по экономическим и экологическим и сезонно-климатическим требованиям.

С учетом долгосрочных экономических и стратегических интересов страны представляется необоснованной очень сдержанная, чрезмерно рыночная позиция в отношении нового направления развития региональной атомной энергетике на базе реакторов малой и средней мощности.

Россия сохраняет приоритет в области малогабаритных атомных энергоустановок на опыте создания и эксплуатации (более 7000 реакторолет) сотен атомных реакторов подводных лодок и ледоколов и их модульно-агрегатной компоновки (ОКБМ г. Нижний Новгород, НИКИЭТ г. Москва, НИТИ им. Александра г. Сосновый Бор) референтность по стоимости, опыту строительства и эксплуатации (ОАО «ПО «Севмаш», АО «Центр судоремонта» «Звездочка» г. Северодвинск, ПАО «Амурский судостроительный завод» г. Комсомольск-на-Амуре, АО «Дальневосточный завод «Звезда» г. Большой Камень), подготовки кадров ВМФ УЦ ВМФ г. Обнинск., г. Сосновый Бор, инженерно-техническими кадрами ВПК.



Основная цель Программы региональной энергетики на базе атомных станций малой и средней мощности (АСММ и СМ) серии атомных теплоцентралей (АТЭЦ), плавучих атомных теплоэлектростанций (сооружений) (ПАТЭС) на основании «Доктрины энергетической безопасности Российской Федерации» Указа Президента РФ от 13.05.2019 года №216 вариант межотраслевой кооперации Министерства обороны, Росатома, Объединенной судостроительной корпорации (ОСК) создания гражданского референтного демонстрационного энергоблока:

- кардинальное расширение сферы применения атомных когенерационных тепло-электрогенерирующих энергоисточников (АТЭЦ) малой и средней мощности в России для снижения тарифов в регионах РФ, решения острой государственной проблемы масштабной выработки ресурса ТЭЦ на органическом топливе, значительное снижение надежности региональных энергисточников и перспективные потребности рынка;

- решение задач надежности жизнеобеспечения, социальной стабильности, экологической безопасности, промышленного развития и обеспечения оборонной безопасности труднодоступных регионов Российской Федерации (с учетом их особенностей) на основе автономной атомной энергетики малой и средней мощности и зарубежных проектов островных территорий;

- возможность работы в режиме когенерации, опреснения воды, выработки водорода (как новое экологическое топливо);

- создание новой транспортной системы передачи электроэнергии высоковольтных линий постоянного тока по подводному плавучему тоннелю из суперкомпозитов, что обеспечивает стандарт качества поставляемой электроэнергии, как высокотехнологический продукт (сохранить запасы углеводородного топлива, экология), развитие наукоемких производств в России по направлениям: Россия-Европа (805 км, включая стратегический резерв Крым), Россия – Турция (512 км.) и Россия – Иран (1332 км.) (рис.3)

- создание системы АСММ (СМ) (Министерства региональной энергетики и промышленности) как основы региональной электроэнергетики (снижение региональных тарифов – в 3-5 раз), многоцелевой, национальной резервной системы РФ и цельной государственной стратегии энергообеспечения регионов, не входящих в



единую энергосистему РФ. Пилотными проектами рассмотреть: Архангельская обл. (г. Северодвинск), Приморский край (г. Большой Камень), Воронежская обл. (г. Воронеж, площадка ВАСТ), Хабаровский край (г. Комсомольск-на -Амуре);

- создание высококвалифицированных рабочих мест в отраслях (более 10 тыс. на одном пилотном проекте) в регионах (рис.4,5);

- наличие большой численности потенциальных потребителей в пределах установленной мощности разработанных реакторных установок от 50 КВт до 300 МВт. (НИКИЭТ, ОКБМ);

- наличие квалифицированного эксплуатационного и ремонтного персонала с опытом обращения с установками-прототипами ВМФ (кадровый резерв ВМФ в случае военной обстановки);

- сокращение капитальных затрат на создание АСММ за счет использования существующей и действующей инфраструктуры физической защиты, обращения с РАО;

- модульный принцип компоновки при формировании необходимой мощности и возможность ее изменения в зависимости от потребностей целевой площадки;

- полная и высокая степень заводской готовности к эксплуатации (все высокотехнологичные, дорогостоящие и трудоемкие операции переносятся в специализированные цеха заводов и выполняются высококвалифицированным персоналом);

- возможность переноса наиболее ядерно- и радиационно- опасных операций, связанных с ремонтом, перегрузкой топлива с площадки размещения в специализированные цеха, что обеспечивает высокий уровень безопасности и качества, выполняемых операций.

- транспортабельность отдельных модулей или блоков в любой регион;

- минимизация объемов и стоимости капитального строительства в районе размещения атомных станций;

- высокая автономность эксплуатации требует создание системы подготовки персонала АТЭС ММ (СПП ПАТЭС), учитывающий новизну и особенности проекта в производстве электрической и тепловой энергии, специфику безопасной эксплуатации стационарных АС и 60 летний опыт эксплуатации транспортных ядерных энергетических установок, высокие психофизиологические качества в особых условиях Крайнего Севера,



сменно-вахтового режима в условиях вредных производственных факторов и требования к профессионально важным личностным качествам;

- минимизация обслуживающего персонала при совмещении профессий, должностей и функций;
- упрощение процедур снятия из эксплуатации, вывоз ОЯТ и РАО вместе с энергоустановкой;
- существенное снижение экологических последствий для окружающей среды;

Вывод:

1. Реализовать вариант межотраслевой кооперации Министерства обороны, Росатома, Объединенной судостроительной корпорации (ОСК) создания гражданского референтного демонстрационного энергоблока уникального референтного проекта атомной станции региональной энергетике на базе модульных реакторов малой, средней мощности (АСММ и СМ) серии атомных теплоцентралей (АТЭЦ) плавучих атомных теплоэлектростанций (сооружений) теплоснабжения и пресной воды.

2. Применение АСММ (СМ) позволяет автономно, эффективно и надежно обеспечить пресной и питьевой водой, электроэнергетическое, тепловое снабжение гражданских и оборонных объектов, дислоцируемых в удаленных и труднодоступных районах Заполярья, крайнего Севера, материковой зоны и архипелагов Арктики.

3. В рамках Программы привлечь зарубежные инвестиции и представить пилотный проект как демонстрационный образец проектов экологической, энергетической безопасности развития региональной энергетике в труднодоступных северных регионах, Сибири и Дальнего Востока по технологии теплоснабжения и развития промышленной, социальной, экологической инфраструктуры.

4. Сохранить, создать и научить многотысячный коллектив высококвалифицированных специалистов атомной и других создаваемых инновационных технологий систем жизнеобеспечения (промзона создания системообразующих конструкционных материалов, очистка, утилизация бытовых, промышленных, сельскохозяйственных и канализационных стоков, развитие животноводческих, осетровых, сельскохозяйственных, фруктовых хозяйств, агроиндустрия длительного хранения и их переработки, получение питьевой и пресной воды, создание транспортной



системы нового поколения, транспорта бестопливной энергетики, беспроводных сетей и другие). Это новые рабочие места в условиях реализации новой Пенсионной реформы по увеличению пенсионного возраста и развитию других наукоемких отраслей для молодежи в рамках Программы создания региональной энергетики на базе реакторов малой и средней мощности серии атомных теплоэлектроцентралей (АТЭС), плавучих атомных теплоэлектростанций (сооружений) (ПАТЭС) и систем жизнеобеспечения).

Ожидаемые риски:

1. Разрушение инфраструктуры из-за отсутствия потребности развития и передаче ядерных практик, критических знаний, управленческих навыков нынешних ветеранов-наставников (40-65 лет для условий дальних релокаций возраст неблагоприятный) молодому поколению на фоне «сокращений и оптимизации кадров» причем высококвалифицированных.

2. Потеря технологий создания сложных атомных объектов, угроза безопасности по системе жизнеобеспечения крупных городов России и труднодоступных северных регионов России, Дальнего Востока, Камчатки, территорий Северного морского пути (СМП). Потеря статуса «донора» высоко квалифицированных молодых специалистов атомной энергетики и других базовых энергоемких отраслей, отток высококвалифицированных специалистов, адаптированных в условиях Крайнего Севера.

3. Социальная напряженность от значительного снижения (недополучения) рабочих мест технических специальностей, потребность в которых России крайне необходимы для создания конкурентной промышленной базы.

4. Продолжающийся рост тарифов на тепло и электроэнергию, а значит, замедление роста всех отраслей РФ и стоимости ежегодного «северного завоза»

5. В случае жестких санкций по углеводородной поставке («Северный поток»), поставка через «Северный Морской Путь», резкое снижение цен, блокировка транспортных коммуникаций) - энергетический региональный кризис, необратимые социально-экономические и стратегические последствия для регионов и России.

6. Снижение инвестиционной привлекательности проекта и регионов с их особенностями



СВЕРХВЫСОКОЧАСТОТНЫЙ МЕТОД ИММОБИЛИЗАЦИИ ИОС

**Безотосный С.С.¹, Тишков В.Ф.¹, Шевелев Д.В.¹, Притыка И.А.¹,
Тимофеев Л.Н.¹, Вишняков П.Е.¹, Фролова М.А.², Пономаренко П.А.²**

¹АО «ВНИИАЭС» г. Москва, Россия

²СевГУ г. Севастополь, Россия

В настоящее время в России обращение с отработанными ИОС сводится к их временному хранению в нержавеющей емкостях жидких радиоактивных отходов пристанционных хранилищ атомных электрических станций или на специально отведенных площадках (береговые технологические карты) баз военно-морского флота.

Ежегодно на АЭС с реакторами РБМК образуется до 60 м³ отработанных радиоактивных ИОС, а с реакторами ВВЭР - до 20 м³ [1]. По имеющимся оценкам на территории России суммарный объем отработанных радиоактивных ИОС может достигать нескольких тысяч м³ [2].

Как правило, активность отработанных ИОС достигает значений 10⁻¹-10⁻⁴ Ки/кг, таким образом, они относятся к категории среднеактивных РАО.

Для обеспечения условий экологической безопасности при длительном хранении радиоактивных ИОС необходимо проведение комплекса мероприятий по их обезвреживанию. При этом основными условиями организации эффективной технологии обезвреживания ИОС являются:

1. Максимальное уменьшение объема;
2. Качественное отверждение (омоноличивание, замоноличивание, иммобилизация) конечного продукта в твердой матрице, отвечающей требованию надежной изоляции РАО от внешней среды;
3. Простота используемых в технологии способов переработки ИОС и аппаратурного оформления технологического процесса.
4. Минимизация энергозатрат, стоимость и доступность используемых в цикле обезвреживания ИОС реагентов и материалов.

В практике обезвреживания отработавших ресурс радиоактивных ИОС применение нашли способы их включения в традиционные связующие: термопластичные (битум и др.); неорганические (цемент, гипс и др.); терморезистивные (полиэфирные, карбамидные смолы и др.). В связующие



первой группы сорбенты включают при повышенной температуре ($180\div 240^{\circ}\text{C}$), а второй и третьей - при комнатной [3].

Все вышеперечисленные способы в той или иной степени не соответствуют условиям организации эффективной технологии обезвреживания ИОС. В то время как предлагаемый сверхвысокочастотный метод иммобилизации удовлетворяет всем условиям. Сверхвысокочастотный метод иммобилизации ИОС базируется на свойствах, микроволновой ионно-плазменной деструкции, позволяющих воздействовать на все, в том числе и углеродосодержащие вещества, с точки зрения их деструкции.

Технология СВЧ-пиролиза и ионно-плазменной деструкции позволит достичь достаточно малого времени переработки, минимизировать дополнительно образующиеся отходы, реально снизить объем радиоактивных отходов. Кроме того, технология имеет приемлемые энергозатраты. Достоинством технологии является возможность соединения СВЧ-пиролиза с кондиционированием - остекловыванием остатков бескислородного СВЧ-пиролиза и ионно-плазменной очистки в объеме одного реактора. СВЧ-пиролиз позволит газифицировать отработавшие ИОС при меньших температурах, чем сжигание в избытке кислорода. Это к тому же существенно снизит вероятность уноса радионуклидов (^{60}Co , ^{137}Cs и др.) и увеличивает их удержание стеклообразующим флюсом. Имеющиеся в настоящее время материалы по процессам пиролиза и СВЧ безэлектродного объемного плазменного разряда позволяют рассчитать процесс и оценить технико-экономические характеристики процесса и установки переработки отходов.

Ионно-плазменная утилизация отработавших ИОС основана на базовых свойствах микроволновой плазмы, позволяющих весьма эффективно воздействовать на целый ряд углеродосодержащих веществ, в том числе и на газообразные, с точки зрения их деструкции.

Воздействие плазмы приводит к ряду положительных изменений: происходит интенсивная газификация, вследствие этого повышаются реакционные свойства, термическое разложение протекает более устойчиво.

Параллельно действию высоких температур, мощное ионизирующее воздействие микроволновой плазмы в объеме реактора приводит к полному разложению сложных молекул углеродосодержащих веществ на



простейшие молекулы и ионы. Частицы плазмы крутятся по винту вокруг силовых линии и не должны сойти с них пока не потерпят столкновения. Если учесть, что, лучше всего ионизируется самый тяжелый щелочной металл – цезий в присутствии, паров которого электропроводность плазмы можно наблюдать уже при 2000 – 3000 °С [4], то явление удержания частиц плазмы силовыми линиями в совокупности с применением ионной ловушки, обеспечит исключение выхода ионов цезия за пределы плазменного объема.

Литература

1. Государственная программа по обращению с РАО в СССР в 1991-1995 г.г. и на перспективу до 2005 г. Проект. - Отчет ВО ВНИПИЭТ, Том 2 «Развитие атомной энергетики и промышленности, современное состояние работ по обращению с РАО в СССР», Ленинград, 1990.
2. Федеральная целевая программа "Обращение с радиоактивными отходами и отработанными ядерными материалами, их утилизация и захоронение на 1996-2005 годы". Утверждена постановлением Правительства Российской Федерации от 23 октября 1995 г. N – 1030.
3. А.С.Никифоров., В.В.Куличенко, М.И.Жихарев. Обезвреживание жидких радиоактивных отходов. М.: Энергоатомиздат, 1985, с.115, 116, 126, 132, 136.
4. Франк-Каменецкий Д.А. Плазма – четвертое состояние вещества. М.: Госатомиздат, 1961, с. 7, 11.



ОСОБЕННОСТИ ОРГАНИЗАЦИИ ТЕПЛОТВОДА АВТОНОМНОЙ ТЕРМОСИФОННОЙ СПОТ Р ДЛЯ ВВЭР И PWR

Свириденко И.И.¹, Шевелев Д.В.²

¹СевГУ, г. Севастополь, Россия,

²АО ВНИИАЭС, г. Москва, Россия,

i.sviridenko@mail.ru

Рассматривается автономная система пассивного отвода теплоты (СПОТ) для реакторной установки (РУ) АЭС с ВВЭР и PWR, обеспечивающая отвод остаточного тепловыделения в активной зоне при запроектной аварии с полным длительным обесточиванием энергоблока и потерей всех аварийных источников электроэнергии.

СПОТ имеет ряд особенностей, основной из которых является организация теплоотвода от первого контура РУ. Функционирование СПОТ не зависит от состояния и работоспособности основного оборудования РУ, поэтому СПОТ является автономной. СПОТ состоит из двух систем: системы пассивного отвода теплоты от первого контура (СПОТ Р) и системы пассивного расхолаживания компенсатора давления (СПР КД). СПОТ Р осуществляет отвод остаточного тепловыделения активной зоны. СПР КД обеспечивает снижение давления в первом контуре с целью своевременного подключения гидроемкостей (ГЕ) системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ). Теплопередающая поверхность теплообменников аварийного расхолаживания (ТОАР) СПОТ Р и СПР КД сформирована сборками испарительно-конденсационных устройств замкнутого типа: двухфазными термосифонами (ДТС). Помимо теплопереноса от первого контура к теплоносителю своего промконтура, ДТС выполняют роль дополнительного барьера на пути вероятного распространения радиоактивных загрязнений за пределы гермообъема РУ, что повышает ее безопасность во время аварии при возможных межконтурных течах.

Каждая СПОТ Р и СПР КД включает петлю первого контура, термосифонный ТОАР, двухфазный промконтур и теплообменник-конденсатор (ТК), расположенный за пределами гермообъема и обеспечивающий теплоотвод от соответствующего промконтура к



конечному поглотителю: воздуху или воде в баке аварийного отвода теплоты (БАОТ). СПР КД функционирует параллельно со СПОТ Р.

Схемы СПОТ и СПР КД для ВВЭР и PWR приведены на рис. 1 и 2, соответственно.

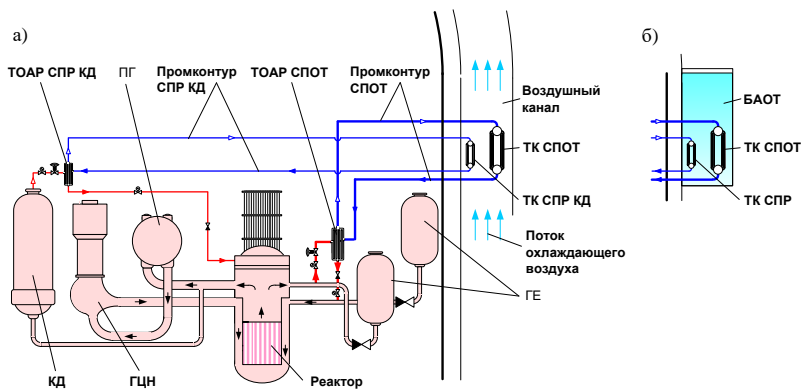


Рис. 1. Схема автономной СПОТ с термосифонными ТОАР для РУ с ВВЭР:

(а) – с воздушным ТК; (б) – с водяным ТК в БАОТ

Расчетное моделирование режима аварийного отвода остаточного тепловыделения при полном длительном обесточивании выполнено с использованием кода RELAP5/Mod3.4 в сравнении базового варианта поведения РУ без СПОТ с вариантом РУ с 2-х канальной СПР КД и с 4-х канальной СПОТ Р – для ВВЭР и 3-х канальной СПОТ Р – для PWR, для четырех сценариев аварийного процесса:

- при плотном первом контуре;
- при наложении течи первого контура эквивалентным размером Ду20 в холодном патрубке ГЦТ на входе в реактор;
- при наложении течи первого контура эквивалентным размером Ду32 из парового объема КД;
- при наложении течи первого контура эквивалентным размером Ду45 в холодном патрубке ГЦТ на входе в реактор.

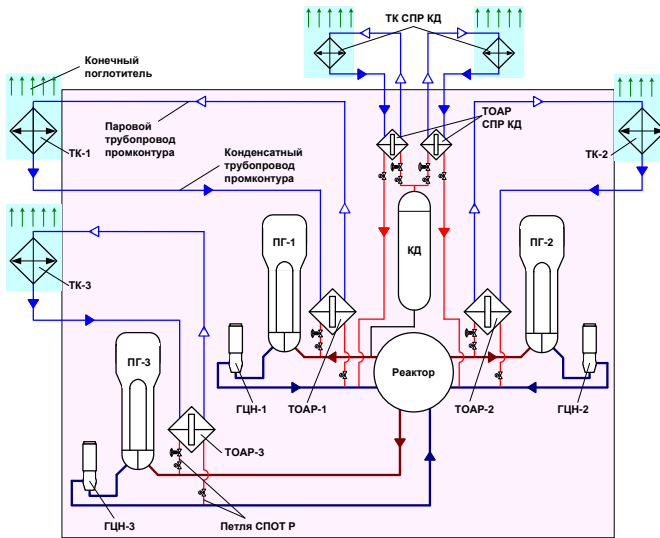


Рис. 2. Схема автономной СПОТ с термосифонными ТОАР для РУ с PWR

СПОТ Р и СПР КД вводились в действие по факту обесточивания через 10 минут после срабатывания АЗ. Предполагалось, что обесточивание происходит в момент стационарной работы РУ на номинальном уровне мощности. После обесточивания моделировалось срабатывание аварийной защиты реактора и выбег ГЦН, по окончании которого в петлях ГЦК формируется ЕЦ теплоносителя первого контура. Давление в ПГ на этой стадии аварии поддерживается и ограничивается работой паросбросных устройств второго контура, что приводит к постепенной потере второго контура и ухудшению теплоотвода от первого контура ко второму. Моделировалась потеря котловой воды в ПГ с постепенным прекращением теплоотвода от первого контура ко второму. Расчет прекращался при достижении температуры внешней поверхности циркониевой оболочки ТВЭЛ значения 1200 °С, либо по истечении интервала времени в 72 часа.

Результаты расчетного моделирования для ВВЭР и PWR показали, что по сравнению с базовым вариантом РУ применение автономной СПОТ в



условиях плотного первого контура обеспечивает надежный отвод теплоты от активной зоны на протяжении не менее 260000 с (72,2 часа). Во всем диапазоне рассмотренных течей первого контура автономная СПОТ существенно, в разы (табл. 1, 2), увеличивает запас времени от момента возникновения исходного события аварии до начала тяжелого повреждения топлива. Этот интервал времени определяется скоростью слива раствора борной кислоты из ГЕ САОЗ, то есть временем, в течение которого штатные пассивные системы безопасности способны поддерживать необходимый запас теплоносителя в реакторе.

Таблица 1. Увеличение запаса времени до начала повреждения топлива в РУ с ВВЭР

Размер течи (Ду), мм	Локализация	Увеличение запаса времени до начала повреждения топлива	
		абс.	отн. (раз)
20	Холодная нитка ГЦТ	121650 с (33 час 47 мин)	13,7
32	Паровой объем КД	225600 с (62 час 40 мин)	21,9
45	Холодная нитка ГЦТ	32580 с (9 час 3 мин)	2,9

По мере увеличения размера течи, эффективность СПОТ снижается. Но даже на верхней границе малых течей (Ду45) СПОТ в РУ с ВВЭР обеспечивает почти трехкратный запас времени до начала тяжелого повреждения топлива – 32580 секунд по сравнению с базовым вариантом без СПОТ – 11226 секунд.

Кроме того, на указанной верхней границе малых течей давление в первом контуре снижается быстро и к моменту ухудшения теплоотвода от топлива после исчерпания ГЕ САОЗ (~11600 секунд с момента исходного события аварии) составляет 0,981 МПа. Достигнутое низкое давление позволит выполнить последующую подпитку первого контура от любой из активных систем, работоспособность которой удастся восстановить к моменту начала устойчивого разогрева активной зоны, обеспечив этим дальнейший теплоотвод через СПОТ Р.



Таблица 2. Увеличение запаса времени до начала повреждения топлива в РУ с PWR

Размер течи (Ду), мм	Локализация	Увеличение запаса времени до начала повреждения топлива	
		абс.	отн. (раз)
20	Холодная нитка ГЦТ	26644 с (7 час 24 мин)	5,14
32	Паровой объем КД	104150 с (28 час 54 мин)	17,5
45	Холодная нитка ГЦТ	4125 с (1 час 9 мин)	1,25

Для PWR при течи Ду45 этот запас времени существенно ниже: 4125 секунд по сравнению с базовым вариантом без СПОТ – 3312 секунд, т.е. всего на 1 час 9 мин увеличивается запас времени до начала повреждения топлива. Но даже такого запаса в аварийной ситуации может быть достаточно для организации аварийной подпитки первого контура от любой из активных систем, связанных с первым контуром, основных или вспомогательных, если удастся восстановить электроснабжение насосного оборудования любого из каналов этих систем.

Кроме того, давление в первом контуре, при котором начинается разогрев топлива, в варианте с работой СПОТ Р и СПР КД существенно ниже, чем в базовом варианте: 3,7 МПа против 7,2 МПа. Соответственно, меньше и расход теплоносителя из первого контура в течь. Это является существенным фактором, снижающим требования к напорно-расходным характеристикам насосного оборудования систем подпитки первого контура, используемого при управлении запроектными авариями для предотвращения их перехода в тяжелую стадию. Также на момент начала разогрева топлива весьма значительным остается запас борного концентрата в ГЕ САОЗ: около 27 м³ в каждой из трех ГЕ. Подача азота от штатных емкостей высокого давления с давлением более 3,7 МПа в ГЕ САОЗ обеспечит их слив в первый контур и также увеличит время устойчивого теплоотвода автономной СПОТ Р, и соответственно, время, которым сможет располагать персонал для восстановления работоспособности любой из активных систем подпитки первого контура.



АНАЛИЗ СКОРОСТИ ОБРАЗОВАНИЯ КОСМОГЕННОГО РАДИОУГЛЕРОДА

Пономаренко П.А.¹, Фролова М.А.¹, Безотосный С.С.²

¹СевГУ, г. Севастополь, Россия,

²АО ВНИИАЭС, г. Москва, Россия,

frolova-85@mail.ru

Из всех природных элементов таблицы Менделеева углероду принадлежит особая роль – он составляет структурную основу органических соединений, в том числе входящих в состав живых организмов. Скорость образования радиоуглерода зависит от плотности потока нейтронов, энергии нейтронов и времени облучения. Линейная зависимость числа ядер ^{14}C , образованного из ^{14}N , подтверждается уравнением баланса.

Первичные космические лучи преобладают на высотах $H > 30$ км. Плотность частиц космических лучей близка к плотности $\sim 4 \text{ част} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. Энергия этих частиц очень велика, и встречаются частицы с $E = 1020$ эВ. В атмосфере Земли каждая космическая частица с $E \geq 10^{14}$ эВ генерирует $\sim 10^9$ частиц и более вторичных космических лучей. Поток этих вторичных частиц называется широким атмосферным ливнем. Почти все частицы из этого ливня короткоживущие $T_{0,5} = 10^{-19} \div 10^{-6}$ с. Сталкиваясь между собой и с ядрами элементов, составляющих атмосферы, они генерируют новые элементарные частицы: электроны, позитроны, протоны, нейтроны, γ -кванты, нейтрино и антинейтрино и др., которые представляют космические лучи [1].

Нейтронная и протонная космическая составляющие оказывают основное влияние на качественный и количественный состав космогенных радионуклидов на Земле.

Цель исследования – оценка средней по атмосфере Земли плотности потока космических нейтронов тепловой энергии и их биологической значимости.

Задачи исследования:

– оценить среднюю плотность потока космических нейтронов тепловых энергий в атмосфере.



– оценить годовую эффективную эквивалентную дозу космических нейтронов тепловых энергий ($0,005 \div 0,5$ ЭВ).

– оценить годовую эффективную эквивалентную дозу космических нейтронов надтепловых энергий.

Физические модели образования радиоуглерода представлены в [2] и имеют вид: $^{13}_6\text{C}$ (H, γ) $^{14}_6\text{C}$, $^{14}_7\text{N}$ (H, p) $^{14}_6\text{C}$ и $^{17}_8\text{O}$ (H, α) $^{14}_6\text{C}$. Особенностью этих моделей является то, что они моделируют образование радиоуглерода в поле тепловых космических нейтронов.

В результате по трем приведенным природным изотопам гидросферы [3,4] физическим моделям получим три уравнения для скоростей реакций, образования в тридцати километровой толще атмосферы углерода $^{14}_6\text{C}$ в нейтронном поле космических нейтронов тепловых энергий:

$$\begin{aligned}\sigma_{\text{C-13}}^{\text{тепл}} \cdot N_{\text{C-13}} \cdot \overline{\varphi_{\text{тепл}}} &= 1,37 \cdot 10^{10} \text{ яд} \cdot \text{с}^{-1} \\ \sigma_{\text{N-14}}^{\text{тепл}} \cdot N_{\text{N-14}} \cdot \overline{\varphi_{\text{тепл}}} &= 1,25 \cdot 10^{19} \text{ яд} \cdot \text{с}^{-1} \\ \sigma_{\text{O-17}}^{\text{тепл}} \cdot N_{\text{O-17}} \cdot \overline{\varphi_{\text{тепл}}} &= 2,88 \cdot 10^{14} \text{ яд} \cdot \text{с}^{-1}\end{aligned}$$

Подставляя в эти уравнения $\sigma_i^{\text{тепл}}$ [5] и определенные ранее N_i для углерода-13, азота-14 и кислорода-17 значения для числа ядер в тридцати километровой толще атмосферы, получим три значения средней плотности потока нейтронов тепловой энергии одного и того же поля нейтронов космического происхождения:

$$\begin{aligned}\overline{\varphi_{\text{тепл}}^{\text{C-13}}} &= 0,0378 \text{ н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1} \\ \overline{\varphi_{\text{тепл}}^{\text{N-14}}} &= 0,0482 \text{ н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1} \\ \overline{\varphi_{\text{тепл}}^{\text{O-17}}} &= 0,0435 \text{ н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}\end{aligned}$$

Таким образом, средняя плотность потока космических нейтронов тепловой энергии в приземной атмосфере составляет:

$$\overline{\varphi_{\text{тепл}}^{\text{космич}}} = 0,0432 \text{ н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$$

А эквивалентная годовая доза космических нейтронов тепловой энергии на поверхности Земли будет (см. $\text{нБэр} \cdot \text{см}^2 \cdot \text{н}^{-1}$) [6]



$$\begin{aligned} R_{\text{косм.Нт}} &= \overline{\varphi_{\text{тепл}}^{\text{космич}}} \cdot h_{\text{тепл}} = 0,0432 \cdot 9 \cdot 10^{-10} = 3,89 \cdot 10^{-11} \\ &= 0,0122 \text{ мЗв} \cdot \text{год}^{-1} \quad (5) \end{aligned}$$

Таким образом, можно заключить, что процесс образования радиоуглерода в стратосфере по всему земному шару неравномерен и прямо пропорционально зависит от плотности потока тепловых нейтронов, то есть идет тенденция к увеличению образования ядер радиоуглерода при увеличении плотности потока.

На эту зависимость указывает и уравнение баланса – стационарная концентрация радиоуглерода по земной поверхности неодинакова и так же зависит от ряда факторов, основной из которых – плотность потока нейтронов.

Литература:

1. Козлов, В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. - М.: Изд-во.Энергоатомиздат, 1991. - 352 с.
2. Филиппов, Е.М. Радиационная экология: учебное пособие. – Севастополь: СНИЯЭиП, 2003. – 244 с.: ил.
3. Филиппов, Е.М. Возможности использования нейтронов космического фонда для изучения солесодержания морских вод / Е.М.Филиппов // 1984. Авторский оттиск «Атомная энергия» том 56.
4. Ферронский, В.И. Природные изотопы гидросферы / В.И. ферронский, В.Т. Дубинчук, В.А. Поляков, Ю.Б. Селецкий, В.М. Купцов, А.В. Якубовский. М.: Недра, 1975. – 280 с.
5. Саркисов, А.А. Физические основы эксплуатации ядерных паропроизводящих установок / А.А.Саркисов, В.Н.Пучков. – М.: ЭАИ, 1989. – 504с.
6. Гордеев, И.В. Справочник по ядерно-физическим константам для расчета реакторов / И.В. Гордеев, Д.А. Кардашев, А.В.Малышев. – Москва.:Издательство государственного комитета совета министров СССР по использованию атомной энергии, - 1960г. – 278 с.



ТЕХНОЛОГИИ АККУМУЛИРОВАНИЯ ТЕПЛОЙ ЭНЕРГИИ

**Новых А.В.¹, Мендес Перез Х.А.¹, Гонзалез-Диас Б.¹, Баглай В.Л.¹,
Капустянский М.С.¹, Свириденко И.И.²**

¹Университет Ла-Лагуна, г. Сан-Кристобаль-де-ла-Лагуна, Испания

²Севастопольский государственный университет, г. Севастополь, Россия
Alexandr.novykh@gmail.com

С целью снижения потерь при производстве электрической энергии решается задача создания универсальных устройств для получения тепловой энергии или холода, позволяющих одновременно аккумулировать эту энергию, а также использовать накопленную энергию для выравнивания нагрузки в электрической сети. Существующие технологии аккумулирования энергии являются достаточно дорогостоящими, что сдерживает их широкое применение. Однако практически во всех странах ведутся активные работы по созданию эффективных технологий аккумулирования энергии, каждая из которых имеет свою область применения в зависимости от аккумулирующей способности и длительности хранения энергии.

Подвляющее количество исследований посвящено четырем, наиболее перспективным направлениям, а именно: гидроаккумуляции, созданию различных типов электрических аккумуляторных батарей, использованию сжатого или сжиженного воздуха, а также хранению тепловой энергии (тепла или холода). Анализ проводимых исследований и полученных результатов позволяет сделать следующие выводы.

1. На сегодняшний день наиболее распространенной технологией аккумуляции энергии является гидроаккумуляция. Эта технология позволяет хранить большое количество энергии сравнительно длительное время, она достаточно проста и хорошо освоена, но имеет ряд недостатков. Теоретически достижимый коэффициент полезного действия этой технологии составляет около 80 %. В реальных же условиях из-за большого гидравлического сопротивления в трубопроводах, а также из-за постоянной работы на частичных нагрузках, к.п.д. систем гидроаккумуляции не превышает 40-60 %, что в итоге приводит к значительным потерям электрической энергии при каждом цикле зарядки и разрядки. Кроме этого, для реализации проектов систем гидроаккумуляции необходимы



определенные особенности местности, такие как наличие возвышенностей или больших подземных резервуаров, что существенно ограничивает область применения данной технологии. Кроме того, учитывая сравнительно низкую удельную способность воды аккумулировать энергию, необходимо создание крупных искусственных водоемов с большим перепадом высот. Так, например, для получения 1 МВт·ч электрической энергии при перепаде высот между нижним и верхним водоемами около 750 м требуется не менее 700 м³ воды, а на перекачивание этого количества воды из нижнего водоема в верхний – около 2 МВт·ч электрической энергии. Развитие гидроэнергетики во второй половине прошлого века затормозилось только по одной причине: из-за необходимости строительства больших водохранилищ. Но уже в ближайшем будущем большие перспективы будут иметь приливные гидроэлектростанции, размещаемые в океане или на побережье так называемых «энергетических островов» (рис. 1).

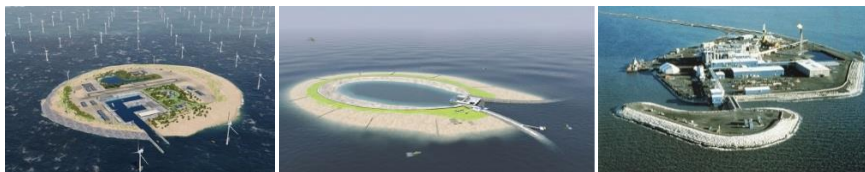


Рис. 1. Различные перспективные технологии гидроаккумулирования энергии.

2. Технология пневмоаккумулирования пока не получила широкого применения, хотя работы в этом направлении ведутся не менее интенсивно. В классическом виде эта технология тоже имеет достаточно низкую эффективность, которая составляет около 50 %. Однако, в отличие от технологии гидроаккумулирования, может быть реализована практически в любых технологических условиях. Наибольшие перспективы данная технология будет иметь при размещении резервуаров сжатого воздуха под водой. Эта технология обладает значительно более высокими показателями маневренности, что расширяет область ее практического применения. Использование технологии пневмоаккумулирования позволяет не только аккумулировать электрическую энергию, но и обеспечить быстрое регулирование нагрузки в электрической сети. Основным недостатком ее



заключается в интенсивном нагреве воздуха в процессе сжатия в компрессоре, что и является основной причиной низкой эффективности. Однако если обеспечить изотермический процесс сжатия воздуха, то эффективность данной технологии может быть значительно повышена.

Отдельно следует отметить использование сжиженного воздуха или отдельного газа, входящего в его состав, в системах аккумулирования энергии. Это позволит значительно сократить необходимые размеры хранилищ. Такая технология в настоящий момент времени проходит испытания и имеет большие перспективы.

3. Работы по созданию различных типов электрических аккумуляторных батарей ведутся уже достаточно длительное время. Аккумуляторные батареи имеют высокую эффективность, достигающую 95 %. Однако, существующие на сегодняшний день образцы батарей большой емкостью имеют очень высокую стоимость, а также ограниченное количество циклов зарядки и разрядки.

4. Технологии аккумулирования тепловой энергии не позволяют хранить электрическую энергию без соответствующего преобразования одного вида энергии в другую. А в повседневной жизни мы постоянно нуждаемся именно в тепловой энергии и для ее производства чаще используем энергию электрическую. Поэтому технология аккумулирования тепловой энергии может использоваться как технология косвенного хранения электрической энергии, а также эффективно применяться для выравнивания меняющейся нагрузки в электрической сети. Основное преимущество данной технологии заключается в ее дешевизне и практически стопроцентной эффективности при кратковременном хранении в пределах одних суток.

Таким образом, наиболее перспективными технологиями аккумулирования тепловой энергии являются технологии гидроаккумулирования и пневмоаккумулирования. Они похожи по реализуемым физическим процессам, позволяют накапливать сравнительно большое количество энергии и хранить ее достаточно длительное время. При этом обе технологии абсолютно экологически чистые и не используют никаких химических реакций и дорогостоящих материалов. Они имеют приблизительно одинаковые показатели эффективности и затраты на реализацию.



Технологии использования сжатого воздуха имеет значительно большие перспективы развития и применения. Воздух или иной отдельный газ сжимаемы в отличие от воды. Следовательно, при использовании сжатого воздуха можно добиться более высокой аккумулирующей способности на единицу объема. Кроме этого технология пневмоаккумуляции не нуждается в длинных трубопроводах, что практически исключает потери на преодоление их гидравлического сопротивления. До последнего времени широкое внедрение технологии с использованием сжатого воздуха сдерживалось по двум причинам: интенсивный нагрев воздуха в процессе его сжатия, приводящий автоматически к снижению эффективности в процессе хранения в течение длительного времени, и необходимость использования высокопрочных резервуаров для хранения сжатого воздуха под большим давлением, что приводило к увеличению стоимости всего проекта в целом.

В настоящее время в этом направлении достигнут большой прогресс. С одной стороны, использование углеродного волокна позволяет создавать высокопрочные резервуары для хранения сжатого воздуха с низкой себестоимостью. Такие резервуары сжатого воздуха можно размещать под водой на большой глубине. В этом случае получается двойной эффект: с одной стороны, не нужна территория на поверхности земли, с другой – не требуется высокая прочность корпуса резервуара. А так как ветрогенераторы в последнее время чаще размещают в прибрежной зоне, то и резервуары для хранения сжатого воздуха можно расположить рядом с ветрогенераторами под водой. В этом случае особый интерес представляют плавучие ветрогенераторы, проходящие в настоящее время испытания. Подводная часть этих конструкций имеет герметичные полости, которые можно использовать для хранения сжатого воздуха (рис. 2).

Применения сжатого воздуха для аккумуляции тепловой энергии является практически единственной технологией, позволяющей при определенных условиях получить эффективность хранения энергии более 100 %. Достигнут определенный прогресс в реализации изотермического процесса сжатия воздуха. В качестве примера можно отметить разработку компании LightSail Energy по впрыску небольшого количества воды в цилиндр компрессора в начале процесса сжатия для снижения температуры воздуха. Кроме того, для повышения температуры воздуха перед разрядкой



аккумулятора можно использовать выхлопные газы тепловых двигателей или выбрасываемую в атмосферу низкопотенциальную тепловую энергию генераторов электроэнергии. Таким образом можно не только повысить эффективность аккумулирования энергии, но и существенно повысить эффективность резервных тепловых двигателей за счет утилизации потерь тепловой энергии при сжигании ископаемого топлива.



Рис.2. Различные технологии подводного хранения сжатого воздуха

В качестве маневровых источников энергии для кратковременного покрытия пиковых нагрузок в электрической сети чаще всего используются газотурбинные установки. Сами газотурбинные двигатели имеют крайне низкую эффективность, менее 30 %, но обладают очень высокой маневренностью. При этом более 30 % мощности газовой турбины тратится на привод компрессора. Если сжатый воздух будет накоплен заранее, то эффективность газотурбинной установки резко возрастет. Таким образом в одном агрегате можно получить и достаточно эффективное устройство аккумулирования энергии и высокоэффективное средство балансировки нагрузки в электрической сети.

Отдельно следует отметить преимущества использования сжиженного воздуха или иного газа. В сжиженном состоянии воздух или иной газ занимают достаточно небольшой объем с высокой плотностью аккумулирования энергии. При этом сжиженный газ может храниться в резервуарах и небольшим избыточным давлением не более 1 бар. Для



обратной газификации сжиженного воздуха требуется большое количество низкопотенциальной тепловой энергии, которую можно в неограниченных количествах получить из морской воды.

Все перечисленные преимущества использования технологии сжатого или сжиженного газа для систем аккумулирования энергии позволяют сделать однозначный вывод о перспективности развития и применения именно технологии пневмоаккумулирования. Однако опыт применения этой технологии пока недостаточно изучен, что приводит к необходимости проведения дополнительных исследований в этом направлении.

АНАЛИЗ ДИНАМИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ ПЛЕНОЧНОЙ КОНДЕНСАЦИИ В КОНТУРЕ ОХЛАЖДЕНИЯ СИСТЕМЫ ПАССИВНОГО ОТВОДА ТЕПЛА АЭС

Андрижиевский А.А., Трифонов А.Г.

Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны», Национальная академия наук Беларуси,
г. Минск, Республика Беларусь,
tral@list.ru

В данной работе рассмотрена проблема обеспечения динамической устойчивости работы контура охлаждения системы аварийного отвода тепла АЭС от парогенераторов (СПОТ ПГ). Факторами динамической неустойчивости работы контура охлаждения могут являться: кризис кипения второго рода в парогенераторе, связанный с периодическим разрывом поверхностной пленки и локальным перегревом поверхности теплообмена; кризис кипения первого рода в баке аварийного отвода тепла, связанный с кризисом отвода тепла в бак от теплопередающей поверхности теплообменника аварийного расхолаживания; неустойчивый процесс пленочной конденсации в трубных пучках теплообменника аварийного расхолаживания, связанный с термодинамическими и геометрическими параметрами самого теплообменника.



Следует указать, что в рассматриваемой конструкции вероятность проявления неустойчивости режимных параметров на входе в теплообменник аварийного расхолаживания вследствие неустойчивости работы парогенератора относительно невелика и, в первую очередь, это связано с эффектом «демпфирования» парогенератора наличием перепада давления по тракту «теплообменник аварийного расхолаживания – бак аварийного отвода тепла». Кризис кипения первого рода в баке аварийного отвода тепла может приводить только к кратковременным (в начальные моменты аварийного сброса) воздействиям на процесс конденсации в теплообменнике аварийного расхолаживания, так как достаточно быстро происходит перестройка барботажной структуры в баке аварийного отвода тепла с переходом в подъемном движении от одиночных пузырей к движению в цепочках.

В данной работе анализ динамической устойчивости контура охлаждения СПОТ ПГ проводился с использованием, представленных в [1,2] рекомендаций на основе значений размерного волнового числа, длины волны и касательного напряжения на поверхности пленки, критерия устойчивости Кутателадзе, а также параметра, определяющего интенсивность фазового перехода в рассматриваемых условиях. Характерные для условий работы СПОТ ПГ значения указанных параметров получены в рамках вычислительных экспериментов с использованием базового многомерного вычислительного шаблона описания процесса пленочной конденсации в системе вертикальных каналов [3]. При этом решалась задача на установление (рис. 1).

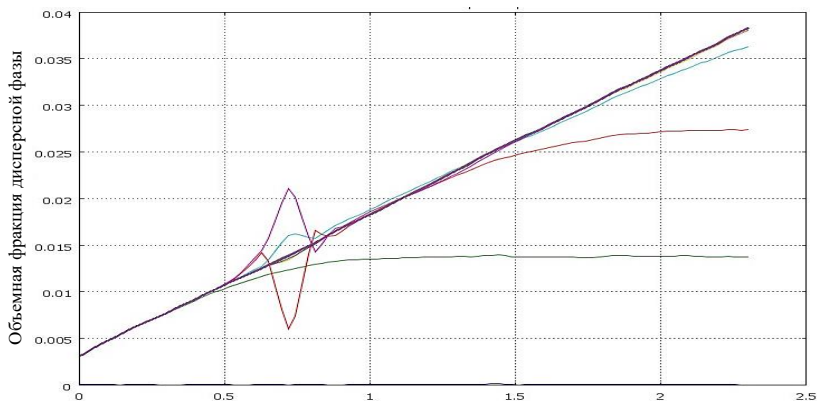


Рис. 1 Изменение объемной фракции дисперсной фазы по высоте трубного пучка теплообменника-конденсатора СПОТ АЭС

Сравнительный анализ параметров динамической устойчивости для режимных условий работы теплообменника-конденсатора и представленных в работе [1] границ неустойчивости показывает, что расчетные размерные волновые числа имеют значительно большие значения в рассматриваемых условиях, чем их граничные значения. Это позволяет сделать предварительный вывод об устойчивости волновой структуры и, соответственно, процесса конденсации пара в теплообменнике-конденсаторе СПОТ ПГ АЭС.

Литература

1. Актершев, С.П. Устойчивость, нелинейные волны и процессы переноса в пленках жидкости при сложных условиях. Автореферат диссертации на соискание ученой степени доктора физико-математических наук: 01.02.05. - Новосибирск, 2016. - 35 с.
2. Клюев, Н.И. Волновое течение пленки по стенке вертикального цилиндрического канала / Н.И. Клюев, Е.А. Соловьева // Вестник СамГУ, 2009. - № 4. Естественнонаучная серия. – С. 114-128.
3. Андрижиевский, А.А. Моделирование структуры парожидкостного потока при конденсации пара в системе пассивного отвода тепла АЭС / А.А. Андрижиевский, А.Г. Трифонов, Л.С. Карпович // Труды БГТУ. №2 (199) Химические технологии, биотехнология, геоэкология, 2017. - С. 183–189.



АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ОЦЕНКИ РАДИАЦИОННОГО ОХРУПЧИВАНИЯ КОРПУСОВ ВВЭР

Крюков А.М.

Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр
по ядерной и радиационной безопасности»
kryukov@secnrs.ru

Срок службы энергоблока АЭС с ВВЭР в значительной мере определяется радиационным ресурсом корпуса реактора, который, в свою очередь, зависит от степени радиационного охрупчивания корпусной стали под воздействием нейтронного облучения.

Корпуса ВВЭР первого поколения (ВВЭР-440), срок службы которых к настоящему времени превысил установленные проектом 40 лет, в соответствии с действующей нормативно-технической документацией могут эксплуатироваться до максимального флюенса нейтронов на внутренней стенке корпуса $\sim 3 \cdot 10^{20}$ см⁻². По достижении этого значения для продолжения безопасной эксплуатации рекомендуется выполнить термический отжиг корпуса.

Выполненный в ФБУ «НТЦ ЯРБ» анализ результатов испытаний образцов-свидетелей материалов 15 корпусов ВВЭР-440, эксплуатируемых в России и за рубежом, показал, что для корпусов, в металле которых низкое содержание примесных элементов (медь и фосфор), сдвиг критической температуры хрупкости (T_k) существенно ниже допускаемого значения. Вследствие этого максимально допускаемое значение флюенса нейтронов для относительно «чистых» (Cu <0,13%, P <0,017%) материалов может быть повышено до $\sim 5 \cdot 10^{20}$ см⁻². В этом случае отсутствует необходимость отжига корпуса при эксплуатации ВВЭР-440 до 60-80 лет.

Актуальной проблемой для корпусов ВВЭР-1000, эксплуатирующихся с 80-х годов прошлого столетия, является повышенное радиационное охрупчивание сварных швов, содержание никеля в которых превышает 1,5 %. Начиная с 2018 г., для снижения степени радиационного охрупчивания металла используется высокотемпературный (565 ± 15 °С) «сухой» отжиг облученного металла. Однако отжиг при такой высокой температуре, наряду с восстановлением механических свойств, приводит к



термическому охрупчиванию корпусных сталей, что заметно ограничивает срок эксплуатации корпуса ВВЭР-1000 после высокотемпературного отжига.

Проведенный в ФБУ «НТЦ ЯРБ» анализ экспериментальных данных, полученных в России и за рубежом, показал, что низкотемпературный «мокрый» отжиг при температуре ~ 340 °С эффективен для корпусных сталей с низким содержанием меди и фосфора, а скорость радиационного охрупчивания при последующем за отжигом облучении значительно меньше, чем при первичном облучении. В случае «мокрого» отжига отсутствует необходимость во внешнем источнике тепла для нагрева корпуса, а водный теплоноситель разогревается до температуры ~ 340 °С главными циркуляционными насосами. Периодическая реализация относительно простой процедуры «мокрого» отжига позволяет поддерживать механические свойства материалов эксплуатируемого корпуса на приемлемом с точки зрения радиационного охрупчивания уровне в течение длительного периода времени, превышающего срок эксплуатации блока АЭС.

Для обоснования проектного ресурса строящихся и проектируемых АЭС с ВВЭР-1000/1200 актуальным вопросом является непосредственное определение характеристик сопротивления корпуса хрупкому разрушению на облученных образцах. На решение этой проблемы направлен комплекс исследований, выполняемых в рамках проекта STRUMAT, для реализации которого создан международный консорциум, в состав которого входит ФБУ «НТЦ ЯРБ».



СОЗДАНИЕ СИСТЕМЫ АВАРИЙНОГО И ПОСТАВАРИЙНОГО ОТБОРА ПРОБ РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР

**Маликов А.Т., Вилков Н.Я., Кирпиков Д.А., Мирошниченко И.В.,
Саранча О.Н., Чертков А.А.**

ФГУП «НИТИ им. А.П.Александрова», г. Сосновый Бор, Россия
foton@niti.ru.

В докладе представлены результаты работы по разработке системы автоматики и управления для создающейся российской системы PASS (PASS – Post Accident Sampling System, система поставарийного отбора проб), наличие которой уделяется особое внимание со стороны МАГАТЭ после анализа последствий аварии на АЭС «Фукусима-Дайичи».

Данная система необходима для диагностирования состояния ЯЭУ типа ВВЭР в режиме выхода из нормальной эксплуатации реактора. В качестве предмета для анализа выбран теплоноситель первого контура и среды вспомогательных систем реактора. В рамках работ над комплексом, были проработаны решения по гидравлической схеме комплекса, решения по автоматизации процесса отбора, а также вопросы о обеспечении безопасности отбора проб для персонала и ЯЭУ в целом.

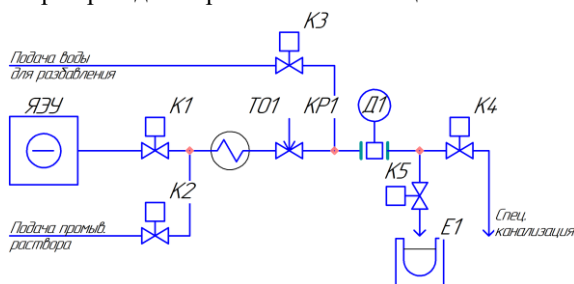


Рис.1 Предложенная принципиальная гидравлическая схема отбора проб

Главной идеей пробоотбора является отказ от активных элементов в гидравлической схеме. Рассмотрим принципиальную гидравлическую схему (рис.1). Среда для отбора поступает через клапан К1, проходит через теплообменник ТО1, затем через регулирующий клапан КР1 осуществляется понижение давления пробы. Далее, проба по трубопроводу поступает к



измерительному комплексу Д1, анализирующий активность отбираемой среды, и сливается в спецканализацию. После определения активности проливка пробы прекращается закрытием клапанов К1 и К4, и начинается подача разбавительной воды и открывается клапан К5 для слива пробы в ёмкость Е1. После завершения заполнения емкости, клапаны К3 и К5 закрываются, и начинается процедура дезактивации и промывки коллектора. Тем самым, обеспечивается понижение активности среды, не нарушая качественные показатели, и обеспечивается безопасность персонала.

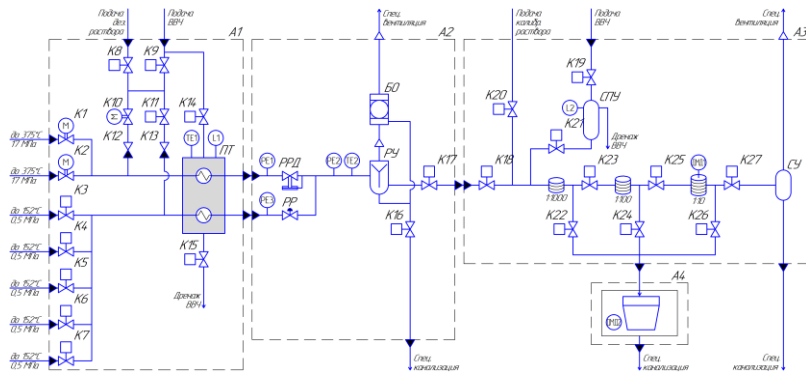


Рис.2 Окончательная схема комплекса пробоотбора

В результате опытно-конструкторских работ, поиска решений по гидравлике и автоматике комплекса, была разработана данная гидравлическая схема комплекса пробоотбора (рис. 2), которая удовлетворяет обозначенным требованиям и позволяет обеспечить представительную пробу при многократном отборе проб из семи точек отбора на ЯЭУ типа ВВЭР в трех степенях разбавления – 1:10, 1:100 и 1:1000. Для обеспечения безопасности персонала и исключения человеческого фактора при операциях отбора проб, разработана система автоматике, реализующие задачи пробоотбора в автоматическом и автоматизированном режимах (рис.3).

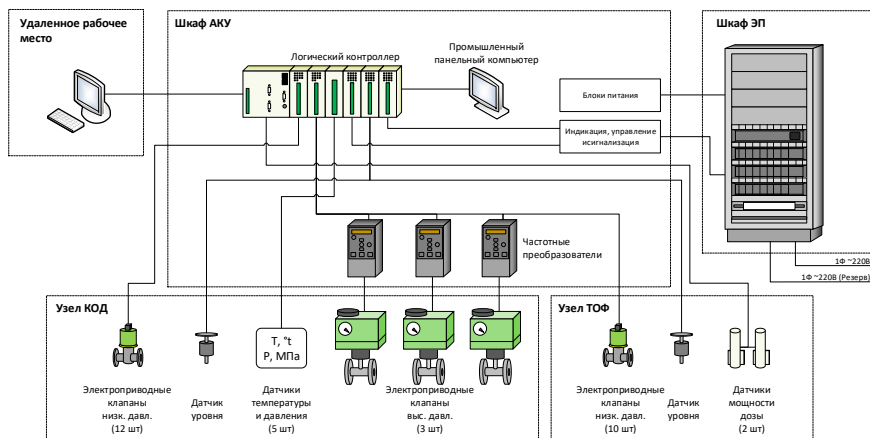


Рис.3 Средства автоматизации комплекса пробоотбора

Испытания опытного образца с целью проверки правильности выбранных технических решений и подтверждения его характеристик происходили на испытательной площадке КМС ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова». Испытания проходили в несколько этапов для подтверждения полного функционирования комплекса в различных режимах.

Одним из ключевых этапов испытаний была проверка работоспособности комплекса при отборе среды с имитатора первого контура реактора ВВЭР. На нем проверялось правильное функционирование регулятора расхода и давления, и правильность расчётов и моделирования теплообменника. Как видно по графикам (рис.4), при четырех циклах отбора проб с начальными характеристиками 17 МПа и 260 °С, давление пробы и температура пробы не превысила максимально-допустимых отметок в 90 °С и 0,15 МПа.

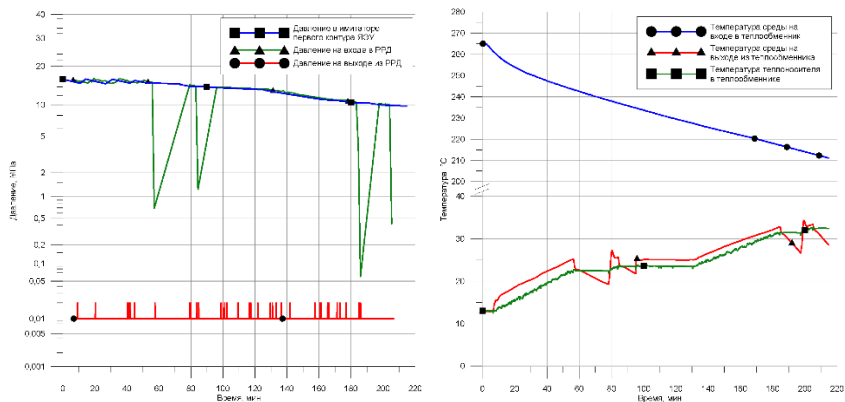


Рис.4 График работы комплекса в ходе испытаний с высокими параметрами среды

В результате испытаний, получено экспериментальное подтверждение работоспособности комплекса в условиях аварийных ситуаций на реакторе ВВЭР при различных параметрах среды отбора проб и получено решение Федеральной службы по интеллектуальной собственности о выдаче патента на изобретение.



АО «ВНИИАЭС»



Акционерное общество «Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций» является дочерним зависимым предприятием АО «Концерн Росэнергоатом» и выполняет функции Научного руководителя по всем проблемам эксплуатации атомных станций Российской Федерации.

АО «ВНИИАЭС» на протяжении многих лет является Научным руководителем и основным разработчиком руководящих, нормативных документов эксплуатирующей организации по направлению обеспечения безопасности АЭС. При этом обеспечивается стандартизация, унификация и совместимость разрабатываемой нормативной и эксплуатационной документации с ранее выполненными работами. Основными направлениями деятельности АО «ВНИИАЭС» является повышение надежности, безопасности и эффективности работы атомных станций с реакторами ВВЭР-440, ВВЭР-1000, РБМК-1000, БН-600, ЭГП-6, а также выполнение работ для строящихся и вновь проектируемых АЭС.

Институт выполняет работы на площадках атомных станций, в Кризисном Центре АО «Концерн Росэнергоатом», подразделениях центрального аппарата, технической дирекции концерна. Институт обладает развитой технической базой. Функционируют полигоны для проверки проектных решений по АСУ ТП новых энергоблоков, испытаниям человеко-машинных интерфейсов, системы анализа и обобщения опыта эксплуатации АЭС, полигон для разработки и изготовления тренажеров для подготовки и поддержания квалификации персонала АЭС, стенды и установки для выполнения работ по тематике радиационной безопасности, диагностики работы оборудования, выполнения работ по техническому обслуживанию и ремонту.



В институте работает более 700 специалистов, из них более 60 из них имеют учёную степень. Многие из работников являются ведущими и признанными специалистами в своих областях технологии АЭС, являются членами научных сообществ, экспертами МАГАТЭ. В АО "ВНИИАЭС" функционирует учебно-методический центр – УМЦ ВНИИАЭС, осуществляющий подготовку и поддержание квалификации персонала атомных станций и обеспечивающих предприятий. Институт имеет лицензии Ростехнадзора, аккредитацию в АО «Концерн Росэнергоатом».

На протяжении 35 лет институт сохраняет и усиливает свои лидирующие позиции в области инжиниринга атомных станций. Высокий профессиональный авторитет института поддерживается совместными усилиями ученых и специалистов высокой квалификации. Но лучшие гарантии качества – это многолетние контакты с атомными станциями, доверие заказчиков, их уверенность во ВНИИАЭС как в надежном, постоянно совершенствующемся в деле партнере.



ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ



ИБРАЭ РАН — это один из крупнейших в России центров фундаментальных и прикладных исследований в области проблем безопасности объектов атомной энергетики, обладающий высоким научно-техническим потенциалом.

Коллектив Института насчитывает свыше 650 сотрудников, включая штат Новосибирского Северо-Западного филиалов. В составе научных подразделений трудится около 480 человек, в том числе 3 академика РАН, 1 член-корреспондент РАН, 53 доктора наук и 127 кандидатов наук.

В ИБРАЭ РАН проходит обучение и научную практику более 100 студентов и аспирантов ряда московских вузов (МФТИ, МИФИ, МГУ им. М.В.Ломоносова и др.). При ИБРАЭ РАН действуют базовая кафедра «Проблемы безопасного развития современных энергетических технологий» Московского физико-технического института и диссертационный совет по защите докторских и кандидатских диссертаций.

ИБРАЭ РАН осуществляет широкое научное сотрудничество на основе долгосрочных соглашений с Госкорпорацией «Росатом», Ростехнадзором, МЧС России, ОАО «Концерн Росэнергоатом», Министерством энергетики и Комиссией по Ядерному Регулированию США, Комиссариатом по атомной энергии и Институтом ядерной и радиационной безопасности Франции. Институт активно участвует в реализации совместных проектов с Евросоюзом, Организацией экономического сотрудничества и развития (ОЭСР), Международным научно-техническим центром (МНТЦ), Европейским банком реконструкции и развития (ЕБРР), Российским фондом фундаментальных исследований (РФФИ).



Основные научные направления, развиваемые в ИБРАЭ РАН:

- фундаментальные и прикладные исследования в области обеспечения безопасности атомной энергетики;
- создание программного инструментария для анализа безопасности объектов атомной энергетики и промышленности (включая инструментарий для анализа безопасности как «классических» реакторов на тепловых нейтронах с водным теплоносителем, так и перспективных реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем);
- разработка научных основ организации объектовых и территориальных систем радиационного мониторинга и аварийного реагирования;
- ядерная, радиационная и экологическая безопасность объектов атомного флота и малой энергетики;
- системный анализ проблем обращения с радиоактивными отходами (РАО) и отработавшим ядерным топливом (ОЯТ), проблем вывода из эксплуатации ядерно- и радиационно- опасных объектов (ЯРОО) и экологической реабилитации территорий (back-end);
- анализ экологического воздействия объектов атомной энергетики и промышленности на окружающую среду и население;
- разработка (совместно с НИЦ «Курчатовский институт» и МГТУ им. Н.Э.Баумана) и продвижение технологической платформы «Комплексная безопасность промышленности и энергетики».



НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР "КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"



Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт" сегодня – один из ведущих научных центров мира, междисциплинарная национальная лаборатория

В рамках НИЦ "Курчатовский институт" сосредоточен научный, технологический и кадровый потенциал, необходимый для развития принципиально новых отраслей науки и технологий, разработки и освоения перспективных производственных технологий на основе крупных, уникальных исследовательско-технологических мегаустановок и комплексов (мегасайенс). Со дня основания в Курчатовском институте реализуется междисциплинарный подход, нацеленный на замкнутый цикл: от фундаментальных исследований до конечных технологий.

Под эгидой НИЦ "Курчатовский институт" объединена значительная часть ядерно-физического комплекса России:

- ❖ Курчатовский институт, Москва
- ❖ НИЦ "Курчатовский институт" - ИФВЭ (ФГБУ Институт физики высоких энергий имени А.А. Логунова НИЦ "Курчатовский институт", Протвино)
- ❖ НИЦ "Курчатовский институт" - ИТЭФ (ФГБУ Институт теоретической и экспериментальной физики имени А.И. Алиханова НИЦ "Курчатовский институт", Москва)
- ❖ НИЦ "Курчатовский институт" – ПИЯФ (ФГБУ Петербургский институт ядерной физики имени Б.П. Константинова НИЦ "Курчатовский институт", Гатчина)
- ❖ НИЦ "Курчатовский институт" – ЦНИИ КМ "Прометей" (ФГУП "Центральный научно-исследовательский институт конструкционных материалов "Прометей" имени И.В. Горынина" НИЦ "Курчатовский институт", Санкт-Петербург)



А также:

- ❖ НИЦ "Курчатовский институт" – ИРЕА (ФГУП "Научно-исследовательский институт химических реактивов и особо чистых химических веществ" НИЦ "Курчатовский институт", Москва)
- ❖ НИЦ "Курчатовский институт" - ГосНИИгенетика (ФГБУ Государственный научно-исследовательский институт генетики и селекции промышленных микроорганизмов Национального исследовательского центра "Курчатовский институт", Москва)
- ❖ НИЦ "Курчатовский институт" – ПЭКП (ФГУП Производственно-эксплуатационное коммунальное предприятие НИЦ "Курчатовский институт, Гатчина)

Основные задачи НИЦ "Курчатовский институт":

– создание междисциплинарного научного задела, обеспечивающего научно-технологический прорыв по приоритетным направлениям научно-технологического развития страны;

– технологическое освоение созданного научного задела для обеспечения быстрого перехода результатов интеллектуальной деятельности в стадию практического применения;

– развитие научной инфраструктуры, в том числе модернизация и эксплуатация уникальных мегаустановок (мегакомплексов), разработка и создание принципиально новых национальных мегаустановок (мегакомплексов) мирового уровня;

– развитие кадрового потенциала как ключевого элемента достижения научных результатов мирового значения, формирование условий для привлечения к научным исследованиям талантливых специалистов;

– развитие международного научного сотрудничества в интересах защиты идентичности российской научной среды, обеспечения государственных интересов и повышения эффективности отечественной науки.

