

**МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ
РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ**

**Федеральное государственное бюджетное
образовательное учреждение высшего
профессионального образования «Национальный
исследовательский ядерный университет «МИФИ»**

ОБНИНСКИЙ ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

**БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС И ПОДГОТОВКА
КАДРОВ**

XII Международная конференция

Тезисы докладов

Том 2

Обнинск, 4-7 октября 2011 г.



NPP SAFETY AND PERSONNEL TRAINING

**XII International
Conference Abstracts**

Obninsk, October 4-7 2011

Обнинск 2011

УДК 621.039.68 ++ 331.108 (063)

Безопасность АЭС и подготовка кадров.

ХII Международная конференция: Тезисы докладов
(Обнинск, 4–7 октября 2011 г.). – Том 2. – Обнинск:
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2011. – 156 с.

ПОДГОТОВКА КАДРОВ ДЛЯ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

Использование современных информационных технологий для проведения научно-просветительской деятельности о радиационной безопасности

А.Н. Албутов, О.И. Савина, А.В. Муравьев, П.А. Белоусов,
А.Б. Комиссаров

*Совместная проблемно-научная лаборатория современных
диагностических систем ОАО «СНИИП»
и ИАТЭ НИЯУ «МИФИ», г. Обнинск*

Одна из основных проблем развития атомной энергетики в наши дни – слабая информированность населения. Большинство людей имеют очень слабое представление об элементарных способах и средствах защиты при возникновении нештатных ситуаций на объектах. Объем информации, которой может пользоваться население, огромен, правдивую информацию порой очень сложно вычлнить, что усугубляет ситуацию. События последних дней наглядно это продемонстрировали.

Необходимо решать задачу пересмотра отношения к атомной энергетике рядовыми гражданами. Этого возможно добиться только лишь развитием информированности граждан, повышения их образованности и доверия к специализированным информационным источникам. Уже со школьного возраста необходимо прививать людям отношение к атомной энергии как к наиболее перспективному и высокотехнологичному источнику энергии.

Для решения восставленных выше вопросов в совместной лаборатории современных диагностических систем ОАО «СНИИП» и ИАТЭ НИЯУ «МИФИ» было решено создать такой источник информации. Портал предназначен для предоставления читателю в более удобном виде как можно более полных сведений обо всем, что касается атомной энергетики.

Информация, предназначенная для детей, представляется в наиболее легком для восприятия виде – комиксы, мультипликационные фильмы, интерактивные обучающие игры. Основная цель – создать у ребенка базовое положительное представление об атомной энергетике.

В разделе для взрослых в как можно более полном виде будет собрана самая необходимая информация. Предполагается создать базу знаний, хранящую различные статьи, научные публикации, отвечающие на самые разные вопросы, а также раздел с наиболее часто задаваемыми вопросами и ответами на них высококвалифицированных экспертов.

Отдельным необходимым ресурсом портала является глобальная карта радиационной обстановки, создаваемая на основе собственной базы данных результатов радиационного контроля. Создание единой базы данных для сбора и представления в открытом наглядном виде радиационной обстановки по всему миру является актуальной задачей.

Литература

1. Афров А.М., Андрушечко С.А., Украинцев В.Ф., Васильев Б.Ю., Косоуров К.Б., Семченков Ю.М., Кокосадзе Э.Л., Иванов Е.А. ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность. – Москва.: Логос, 2006.
2. ПО «ТВЭЛ». 50 вопросов и ответов об атомной энергетике и ядерном топливе. – Москва. 2006.
3. Алферов Ж. И., Велихов Е. П. Человечество в состоянии предотвратить энергетический кризис//Известия. – 14.02.2003. – № 7.
4. Кузнецов В. М. Российская атомная энергетика: вчера, сегодня, завтра. Взгляд независимого эксперта. – М.: Национальный институт прессы, 2000. – 288 с.
5. Яблоков А. В. Атомная мифология. Заметки эколога об атомной индустрии. – М.: Наука, 1997. – 271 с.
6. Субботин В. И. Размышление об атомной энергетике. – М., 1994. – 130 с.

Социальный отбор в системе профессионального отбора. Теория и практика

А.М. Артемьева, В.И. Седин

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия

amartemieva@mail.ru Тел.(Факс): 8(48439)63089

Как известно, классификация профессиональных видов профессионального отбора включает в себя несколько видов отбора: медицинский, социальный, образовательный, физический и психологический [3].

Анализ их проработанности с использованием вопросов о наличии определений сути отбора, нормативно-правового и методического обеспечения, влияния результатов на профессиональную деятельность показывает, что наименее проработанными оказываются мероприятия социального отбора.

Социальный отбор, как определяет его Г.С. Никифоров, – это комплекс мероприятий, направленных на «изучение и оценку морально-нравственных качеств личности, мотивов выбора профессии, интересов, потребностей, отношений в коллективе и т.д.» [3].

Изучение и оценка морально-нравственных качеств личности, мотивов выбора профессии изучалась многими исследователями (В.И. Лебедев, Г.С. Никифоров и др.). Имеются данные о возможности диагностировать морально-нравственные качества с помощью 16-ФЛЮ Кеттелла (фактор G – Сила «Сверх-Я» Совесть – Слабость «Сверх-Я» Недобросовестность), СМИЛ – шкала 4 (Pd – асоциальная психопатия) и др. Однако, как показывает наш опыт в оценке моральных качеств личности с применением перечисленных методик, использовать получаемые оценки в интересах профессионального отбора весьма проблематично. Это связано с тем, что получаемые оценки не могут характеризовать только моральные качества личности. Например, шкала 4 (Pd – асоциальная психопатия, или (по Ф. Березину) импульсивность) характеризует и такое важное качество, как инициативность. Применяя (конечно, с учетом других шкал) полученные оценки для отбора моральных лиц, мы рискуем отобрать безынициативных.

Таким образом, возникла необходимость в методическом обеспечении мероприятий социального отбора методическим инструментарием или методическими подходами, которые позволили бы решить поднятые проблемы.

Нами предпринята попытка, которая позволила провести предварительный анализ возможности оценки морально-психологических качеств с помощью психодиагностических методик. Для выделения экспериментальной группы с высоким уровнем развития этих качеств был использован метод экспертных оценок (социометрическая методика для оценки выраженности моральных качеств членов

исследуемых коллективов). Для определения индивидуально-психологических свойств личности, связанных с моральной сферой личности, применялась стандартизованная методика исследования личности (вариант адаптации ММРІ в НИИ психоневрологии им. В.М. Бехтерева) и методика 16-ФЛО Р. Кеттелла (форма А).

В исследованиях участвовали коллективы военнослужащих, профессиональная деятельность которых характеризуется теснотой взаимодействия при выполнении боевых задач в экстремальных условиях и общением в повседневной жизни. Обследовано 238 человек в возрасте от 23 до 40 лет, все с высшим образованием.

Для расчета решающего правила принятия решения о степени развития моральных качеств личности нами был применен пошаговый дискриминантный анализ.

Проведенное исследование обнаружило, что среди показателей традиционных методик с помощью процедуры дискриминантного анализа возможно выделение критериев, достоверно характеризующих различия между людьми с разным уровнем развития моральных качеств.

Получена формула принятия решения о моральности человека, в которую с различными весовыми коэффициентами вошли различные шкалы используемых методик. Вероятность ошибки классификации составила не более 20%.

Интересно, что в уравнение дискриминации не вошли показатели методик СМІЛ и 16-ФЛО, традиционно направленные на оценку моральной сферы человека.

Этот факт требует дополнительного исследования. Полученные результаты также подтвердили, что такой методический подход может быть реализован при создании психодиагностического инструментария, пригодного для достижения целей социального отбора.

Литература

1. В.И. Лебедев. Личность в экстремальных ситуациях. – М., 1989.
2. Маклаков А.Г. Профессиональный психологический отбор персонала. Теория и практика: Учебник для вузов. – СПб.: Питер, 2008.
3. Никифоров Г.С. Надежность профессиональной деятельности. С.-Пб., 1996.

4. Психологические методы в работе с кадрами на АЭС / Абрамова В.Н., Белехов В.В., Бельская Е.Г. – М.: Энергоатомиздат, 1988.
5. Психофизиологический отбор корабельных специалистов ВМФ / Под ред. Н.Т. Потемкина. – М.: Военное издательство министерства обороны СССР, 1979.
6. Пушкин В.Г. Проблема надежности. – М.: Наука, 1971.
7. Социальная психология личности. – М.: Наука, 1979.

Система формирования кадрового резерва

П.А. Белоусов, Е.Б. Сидоров, Е.Г. Чуркин, А.В. Дунин

Обнинский институт атомной энергетики

Национального ядерного исследовательского университета

«МИФИ», Обнинск

bp@iate.obninsk.ru, Tel: +7-4843930600, Fax: +7-4843930501

В условиях интенсивного инновационного развития наибольшего успеха добиваются компании, привлекающие к разработке инновационных проектов представителей разных специальностей, формируя из них проектные группы. Это сделало возможным нахождение новых оригинальных решений и технологий, лежащих на стыке разных специальностей. Данные проектные группы более эффективно отслеживают новейшие достижения в профильных областях и применяют их в своих разработках.

С учетом данной тенденции одной из главных задач подготовки кадров становится выявление направлений специализаций специалистов, формирования у них компетенций, связанных с проектной работой. Однако самый важный элемент в этой работе – разработка методики оптимального формирования из специалистов проектной команды, направленной на решение конкретной исследовательской или инновационной задачи.

Наиболее эффективным методом оценки компетенций является наблюдение непосредственно за ходом выполнения работы или за их результатами. К сожалению, прямое наблюдение весьма затруднительно и, учитывая большое разнообразие и разнородность требуемых для оценки специализаций, весьма трудоёмко. Наиболее оптимальным способом оценки валидности специалистов для конкретной

задачи было бы использование специализированной системы, содержащей сведения обо всех направлениях работы специалистов, а также потенциальных членах проектной группы. Система должна быть в состоянии определять специалистов, потенциально способных войти в состав проектной команды. Во многих случаях специалистов, способных сразу включиться в работу по новому проекту, может не найтись. Поэтому важно, чтобы система также определяла специалистов, способных включиться в работу после прохождения определенной подготовки (например прохождения специализированного курса обучения).

Очевидно, что для эффективного формирования проектных команд инновационных и исследовательских проектов необходимо формирование базы данных специалистов, содержащей информацию по всем мероприятиям, в которых они принимали участие, базы данных мероприятий, которая может быть использована для формирования рекомендаций по специализированной программе подготовки специалистов и экспертной системы, способной формировать оптимальную выборку специалистов, способных принять участие в проекте, и разрабатывающей рекомендации по специализированной подготовке специалистов.

Тестирование и отработку данной системы планируется осуществить на базе информационного кластера г. Обнинска при поддержке Совета молодых учёных и специалистов г. Обнинска. Студентам и молодым специалистам, активно проявившим себя в учёбе или работе в области программирования, будет предложено бесплатно пройти профессиональное обучение по специализированным программам (например, Java-программирование). Анализ активности и успешности молодых специалистов и студентов планируется осуществить с помощью специализированного портала Совета молодых ученых г. Обнинска, содержащего детальную информацию об их подготовке и выполненных ими проектах. По окончании обучения специалистам будет предложено пройти практику, по результатам которой им будут предложены высокооплачиваемые рабочие места.

Литература

1. Белоусов П.А., Лукьянов Д.А., Трофимов А.И., Комиссаров А.Б. Целевая подготовка кадров по технической

диагностике для атомной отрасли / XI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров – 2009»: Тезисы докладов (29 сентября – 2 октября 2009г.) в 2-т. Т. 1. – Обнинск: НОУ «ЦИПК», 2009. – 246 с.

2. Сидоров Е.Б., Машина М.Н. Использование социальной активности работников для формирования и развития кадрового резерва предприятия / XI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров – 2009»: Тезисы докладов (29 сентября - 2 октября 2009г.) в 2-т. Т. 1. – Обнинск: НОУ «ЦИПК», 2009. – 246 с.

Использование расчетной модели активной зоны РБМК на базе комплекса программ САПФИР_95&RC_РБМК-РТ при обучении студентов ИЯЭ(филиал)СПбГПУ

А.В. Ельшин

*ФГУП «НИТИ им.А.П.Александрова», г. Сосновый Бор,
Ленинградская обл.,*

elchine@niti.ru, Tel:+78136960619, Fax: +78136963672

ИЯЭ (филиал) СПбГПУ в г. Сосновый Бор является одним из немногих институтов, непосредственно «приближенных» к объектам использования атомной энергии, для которых он и готовит кадры. Это позволяет, с одной стороны, привлекать компетентных (опытных и знающих) специалистов предприятий для чтения лекций по специальным дисциплинам, с другой, на практике вовлекать студентов в решение непосредственных актуальных задач предприятия. Выполненные студентами самостоятельные части работ впоследствии продолжают в научно-исследовательской работе студентов (НИРС), могут входить в дипломные работы.

Например, в работе [1] описывается расчетная модель активной зоны РБМК ЛАЭС на базе комплекса программ САПФИР_95&RC_РБМК-РТ. Модель создана в НИТИ и используется на ЛАЭС для расчетного сопровождения производства кобальта-60, которое ведется на Ленинградской ЛАЭС в промышленном масштабе.

Отличительными особенностями расчетной модели являются

- использование отечественного аттестованного расчетного кода САПФИР_95 для расчета ячеек активной зоны;
- отказ от коррекции расчетного энерговыделения по показаниям датчиков системы контроля радиального и аксиального энерговыделения.

Следует отметить, что при таком подходе к расчетному сопровождению накопления Со-60 в облучательных устройствах одновременно рассчитываются

- энерговыработка каждой ТВС и ее высотный профиль;
- мощность каждой ТВС в процессе ее нахождения в активной зоне.

Эта информация может использоваться

- в системах контроля и учета ядерных материалов;
- при обосновании СЦК СКАЛА как средства измерения выгорания (использовании данных СЦК СКАЛА как результатов измерений);
- при интерпретации экспериментальных данных по разделке ТВС.

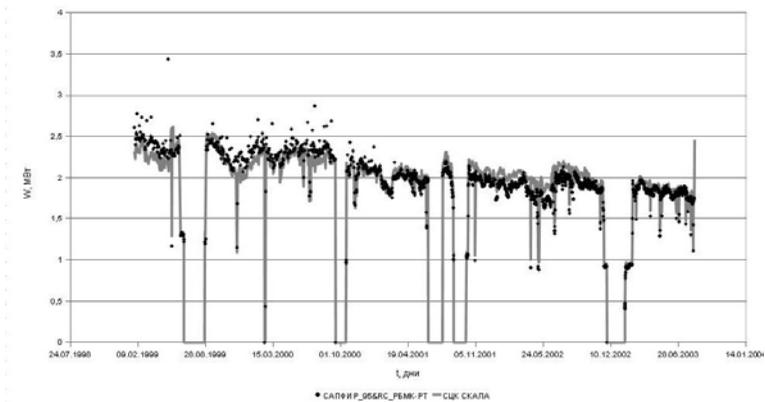


Рис.1. Мощность ТВС по данным СЦК СКАЛА и расчета

Практические задачи, возникающие при использовании информации, могут быть решены студентами. В учебном процессе ИЯЭ (филиал) СПбГПУ вышеупомянутый комплекс программ и его части востребованы при выполнении НИРС, в дипломном проектировании. В работе[2], например, описывается выполненное студентом сравнение расчетной

«истории» работы (мощность) ТВС с данными СЦК СКАЛА (типичный график изображен на рис.1).

Работа с нейтронно-физической информацией, ее анализ является важным элементом понимания студентом материала специальных дисциплин.

Литература

1. Расчетное определение активности ^{60}Co при промышленном производстве на Ленинградской АЭС //Атомная энергия. – 2010. – т.108. – выпуск 1

2. Легкоступова В.В. Расчетное восстановление истории работы ТВС, загруженной в активную зону РБМК Ленинградской АЭС / В сб. трудов победителей конкурса концерна «Росэнергоатом» – НИЯУ МИФИ, 2010.

Психологическая подготовка персонала СФЗ

А.В. Годовых, А.В. Зуева, Б.П. Степанов

Томский политехнический университет, г. Томск, Россия

avgod@tpu.ru, тел: 8 (3822) 417606

Совершенствование контроля за нераспространением ядерных материалов в современных условиях является одним из наиболее важных направлений деятельности международного сообщества, обеспечивающих стабильность межгосударственных отношений. В связи с этим целесообразно создать нормативно-правовую базу и систему технических средств, обеспечивающих наблюдение за всей совокупностью процессов специального обращения ЯМ.

Обеспечение высокого уровня профессиональной подготовленности персонала СФЗ является непременным условием обеспечения надежной ФЗ ядерного объекта. При этом подготовка кадров проводится на разных уровнях с учетом особенностей процессов обучения.

В Томском политехническом университете создана профильная специальность «Безопасность и нераспространение ЯМ». Студенты получают теоретические и практические знания по организации ФЗ, процедур учета и контроля ЯМ на ЯО. Однако в последнее время становится очевидным дополнение учебных программ изучением вопросов психологической подготовки персонала СФЗ.

В данной работе рассмотрены методы формирования культуры ядерной безопасности, особенности работы персонала СФЗ, психологические аспекты действий оператора при принятии адекватных действий на сигнал тревоги.

Анализируются этапы психологической подготовки персонала, основными из которых являются

- формирование и развитие профессионально важных психологических качеств, умений и навыков (ответственность, дисциплинированность, приверженность правилам безопасности, самообладание в критических ситуациях, способность к эффективному взаимодействию);
- формирование психологической готовности к действиям в нештатных ситуациях;
- повышение профессиональной психологической устойчивости в условиях стресса и эмоционально напряженных ситуациях.

Динамичность напряженных ситуаций, нередко крайне жесткие требования к своевременности действий обуславливают необходимость психологической подготовки операторов путем приобретения, развития практических эмоциональных навыков и тренировки реакции.

Рассматриваемые вопросы позволяют сформулировать подходы к формированию психологической подготовки студентов специальности «Безопасность и нераспространение ЯМ» с помощью проведения тренингов, формирования тестовых заданий и широкого применения современных информационных технологий.

Болонская реформа образования (ее смысл и первые итоги)

П.Л. Кириллов

*ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт, г. Обнинск,
Россия*

kirillov@ippe.ru, тел. (48439)98210, факс 7(48439) 68225

«Болонская декларация» европейских министров образования была принята в 1999 г. Европейские политики без всяких консультаций с заинтересованными лицами (учеными, преподавателями, студентами) включили получение высшего образования в список услуг всемирной торговой организации

(GATS). По их замыслу преподавание должно превратиться в «контракт на оказание услуг», а преподаватель вуза из служащего – во временного работника.

Это событие сначала осталось незамеченным, между тем его последствия будут если не фатальны, то весьма ощутимы для системы образования.

В сущности же цели Болонского проекта сводятся к трем главным элементам [1–3]

1. **Интеграция** систем образования в разных странах – создание универсальной системы высшего образования («гармонизация») в рамках экономического правового, культурного пространства Европы (подобно введению единой европейской валюты – евро).

2. Обеспечение **рентабельности** образования, достигаемое ускоренной профессиональной подготовкой (введение степеней – бакалавры, магистры). Снижение финансирования системы образования государством.

3. «**Квантование**» (или квантификация) учебных услуг (чтение курсов «квантами», без их взаимной связи и исторической последовательности). Последнее должно повысить качество образования, сделать его более широким (непонятно как!?).

Все остальное – повышение качества образования в целях развития конкуренции, мобильность студентов, постоянная аттестация преподавателей и проч. не имеют отношения к делу и даже противоречат многим положениям реформы.

Странность введения реформы еще в том, что именно сегодня, когда Европа достигла приличного уровня благосостояния и политического согласия, она решила, что высшее образование, которое дает людям знание, не связанное прямо с пользой, ей, Европе, больше не по карману.

В докладе анализируется, каким образом предполагалось реализовывать цели программы и что из этого получилось. Прошло 12 лет, можно подвести итоги [4]. Итак, каковы они?

Критика результатов оказалась беспощаднее критики целей. Реформа в Европе не удалась, поскольку итоги ее не соответствуют ожиданиям. В России чиновники Минобра проталкивают отдельные положения реформы, невзирая на острое ее неприятие среди специалистов и преподавательского состава и общепризнанные провалы

страны в образовании, которые они же и организовали. Для России внедрение положений этой реформы не просто опасно – оно вредно.

Но, «возможно, все это потихонечку рассосется, бюрократия утопит себя в собственной рутине» [5].

Литература

1. Болонский процесс: проблемы и перспективы /Под ред. Лебедевой. – М.: Оргсервис-2000, 2006.
2. Liessman Konrad Paul. Theorie der Unbildung (Теория необразованности). – Wien, 2006.
3. Шпаковская Л. Политика высшего образования в Европе и России. – СПб.: «Норма», 2007.
4. Кошмар Гумбольта. Европейские реформы высшего образования: сборник, пер. с франц. – 2008.
5. Очкина А. Концепция изменилась? // Левая политика. –№1, 2007.

Научное сопровождение подготовки специалистов для ядерной энергетики

Н. Азаренков, И. Гирка, В. Кириченко, О. Коваленко,
С. Литовченко

*Харьковский национальный университет им. В.Н. Каразина
Харьков, Украина, kirichenko@pht.univer.kharkov.ua*

Достижение качественно нового уровня ядерных технологий при сохранении всех достижений в этой сфере научной и технической деятельности является насущной задачей. Для этого необходимо, в частности, стимулирование изобретательства, научного и технического творчества студентов и молодых ученых.

В сообщении сформулирована проблема и определены задачи научного сопровождения, круг и полнота научных и методических задач, решаемых при полноценной подготовке специалистов для ядерной энергетики в рамках двухступенчатого (бакалавр-магистр) и трехступенчатого (бакалавр-магистр-доктор философии) образовательных циклов исследовательского университета. Особое внимание следует обратить на системное сочетание научного и технического сопровождения подготовки кадров в рамках физико-технической системы подготовки на базе

сложившихся и развивающихся научных школ и направлений. Научное сопровождение основано на развитой системе фундаментальных и прикладных исследований в следующих направлениях, охватывающих широкий круг проблем развития ядерного топливного цикла (ЯТЦ) и ядерной энергетики Украины, подкреплённых существующей технической базой

- Физика делющихся материалов. Нейтронная физика. Взаимодействие нейтронов с реакторным топливом, веществом, с конструкционными материалами. Нейтронно-активационный анализ. Ядерная спектроскопия радиоактивных материалов, в том числе урановых руд. Перспективные урановые месторождения и особенности их освоения. Лаборатории и оборудование для нейтронно-активационного анализа и ядерной спектроскопии.

- Физика радиационных явлений. Физическое и радиационное материаловедение. Металловедение конструкционных материалов для реакторов на тепловых и быстрых нейтронах. Топливное материаловедение. Оборудование для оптической и рентгеновской металлографии, просвечивающей и растровой электронной микроскопии, мессбауэровской спектроскопии, в том числе спектроскопии конверсионных электронов. Облучательное оборудование для проведения имитационных экспериментов.

- Контроль и диагностика структурно-фазового состояния, прочности и надёжности материалов оборудования АЭС. Анализ состояния образцов-свидетелей, металла корпуса реактора и стационарных трубопроводов. Лаборатории и оборудование для магнитной, ультразвуковой, акустоэмиссионной, визуально-цифровой дефектоскопии. Лаборатории и оборудование для механических испытаний.

- Основные этапы обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) и радиоактивными отходами (РАО). Технология, безопасность, экономика. Обеспечение ядерной и радиационной безопасности при хранении радиоактивных отходов АЭС и уранового производства. Системы мониторинга и контроля объектов ЯТЦ. Перспективы развития ядерных технологий. Лаборатории и оборудование для высокотемпературной и химической обработки

модельных ОЯТ и РАО. Лаборатории электроники и процессорной техники.

- Обучение и завершающая подготовка бакалавров и магистров осуществляется на кафедрах Института высоких технологий ХНУ имени В.Н. Каразина, которые имеют филиалы кафедр в ННЦ «ХФТИ» НАНУ, Институте проблем машиностроения НАНУ, Институте электрофизики и радиационных технологий НАН Украины.

**Развитие и сохранение ядерных знаний на базе
международного сотрудничества**

Н. Азаренков, И. Гирка,
В. Кириченко, С. Литовченко

*Харьковский национальный университет им. В.Н. Каразина
Харьков, Украина, kirichenko@pht.univer.kharkov.ua*

Развитие мировой энергетики в настоящее время носит неоднозначный характер, который проявляется, с одной стороны, в интенсивном развитии традиционных источников и способов получения энергии, а, с другой стороны, в необходимости создания и развития новых энергетических и энергосберегающих технологий.

Так по данным МАГАТЭ рост потребления энергии современной цивилизацией составляет 3% в год и будет увеличиваться.

С другой стороны, Мировым энергетическим агентством предлагается снизить уровень энергопотребления в мире на 10% до 2030 г., затратив на этот процесс внедрения новейших энергетических и энергосберегающих технологий более \$20 трлн. К ним относятся водородная энергетика, гелиоэнергетика, ветроэнергетика, сероводородная энергетика и т.п. Важной проблемой при этом является выбор и создание новых материалов, таких как накопители водорода, катализаторы конверсии, гелиопреобразователи и т.п.

Решающими факторами оптимизации выбора источников энергии являются

- глобальные запасы энергетических ресурсов;
- технические и экономические факторы функционирования источников энергии;

- экологические последствия функционирования источников энергии.

Общепризнано, что с учетом совокупности всех технических, экономических и экологических факторов по сравнению со всеми источниками энергии ядерная энергетика работает стабильно и при соблюдении всех мер безопасности является экологически чистым перспективным источником энергии.

Повышение безопасности работающих ядерных реакторов и создание новых типов реакторов приводит к постоянной необходимости разработки и создания конструкционных материалов для работы в экстремальных условиях активной зоны ядерных реакторов.

Важным новым пунктом в повестке обеспечения ядерной безопасности является предлагаемая МАГАТЭ проверка состояния всех реакторов в мире. Для этого потребуются подготовка значительного числа высококвалифицированных экспертов в сфере функционирования ядерных энергетических установок различных типов.

Весьма важным в этом направлении является развитие международного сотрудничества в рамках

- технического комитета МАГАТЭ по теме «Создание учебных планов по специальности «ядерная наука и техника» (Вена, декабрь 2009);
- миссии по вопросам сохранения знаний в области ядерной физики в Национальном ядерном исследовательском университете «МИФИ» (Москва, январь 2010);
- технического комитета МАГАТЭ «Системы образования и переподготовки кадров для ядерной энергетики» (Упсала, октябрь 2010);
- 8-й Генеральной ассамблеи Ассоциации европейской сети ядерного образования (ENEN, Любляна, март 2010). На этой ассамблее Харьковский национальный университет имени В.Н. Каразина вошел в состав Ассоциации.

Развитие широкого международного сотрудничества, основанного на более полной информированности экспертного сообщества о состоянии ядерных энергетических технологий, несомненно будет способствовать существенному

повышению технической и радиационной безопасности ядерной энергетики.

**Развитие творческой личности студента
исследовательского университета**

Е.В. Леонова

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия

e.v.leonova@mail.ru

Tel: +7-48439-63089, Fax: +7-48439-63089

Рассматривается проблема развития творческой личности студентов. Раскрывается потенциал адаптационного периода для развития творческой активности. Показана эффективность деловых игр и тренингов креативности с применением теории решения изобретательских задач (ТРИЗ). Обоснована необходимость и описаны методы привлечения студентов к научным исследованиям. Изложены стратегии педагогической деятельности преподавателя по развитию креативности студентов:

- 1) позитивно относиться к сомнениям студентов;
- 2) поддерживать студента в стремлении к интеллектуальному риску;
- 3) оценивать результат учебной деятельности студента с учётом его творческой активности;
- 4) обучать студентов организации времени для сочетания образовательной и научно-исследовательской деятельности;
- 5) готовить студентов к тому, что их идеи могут быть не сразу приняты обществом, прививать им умение не сдаваться.

**Создание банка данных выпускников
специализированного технического вуза как фактор
инновационного подхода кадровой политики атомной
отрасли**

Н.И. Лобковская, А.В. Железнякова

*Волгодонский инженерно-технический институт НИЯУ
МИФИ*

nadezhda-lobkovskaya@mail.ru, тел: 8 928 1883628

В России реализуется масштабная программа развития атомной энергетики. Ежегодно отрасли требуется до двух

тысяч молодых специалистов. Сегодня компании, принимая на работу молодых специалистов, хотя бы уверены в том, что они берут именно того человека, которого искали. Но, к сожалению, традиционные методы, такие как резюме и собеседование, как показывает практика, недостаточно надежные способы кадрового отбора. Для выпускников вузов роль первого кадрового агентства могут взять на себя вузовские центры карьеры, которые работают, в основном, с профильными компаниями и предприятиями, знают потребности отрасли.

Предложенный нами банк данных выпускников позволит оценить потенциал кадрового рынка, соответствие претендентов вызовам специфической деятельности предприятий и компаний, относящихся к атомной отрасли.

Составляющие банка данных выпускников вуза:

- систематизация результатов психологического тестирования (помогает определить индивидуальные особенности кандидатов);
- анализ результатов компетентностного (основанное на компетенциях) анкетирования (позволяет выявить наличие или отсутствие тех или иных необходимых качеств, закрепленных социальных норм у студента, выпускника вуза);
- комплексное исследование учебно-производственной практики (как площадки для встречи работодателя и будущего соискателя);
- классификация результатов тренингов по выявлению личной и индивидуальной профессиональной стрессоустойчивости (помогает спланировать уровень профессиональной и общественной нагрузки будущего работника);
- дифференцирование групп студентов по типу профессионального поведения по результатам деловых игр (позволяет предвидеть модель поведения будущего работника в рамках профессионального взаимодействия).

Разработанная структура и технология создания банка данных выпускников вуза позволят более дифференцированно подойти к оценке портфолио студента; помогут не только потенциальным работодателям и соискателям найти оптимальное обоюдывыгодное решение для обеспечения

трудового процесса, но и дадут возможность студентам-бакалаврам более объективно оценить собственные шансы на продолжение обучения в магистратуре.

Таким образом, создание банка данных выпускников, на наш взгляд, является необходимой составляющей развития специализированного технического вуза в рамках инновационного подхода кадровой политики атомной отрасли.

Характеристики инструкций и их влияние на работу операторов БЩУ АС при ликвидации аварий

Н.В. Плешакова¹, А.Н. Анохин²

¹*Смоленский филиал учебно-тренировочный центр «Атомтехэнерго» ОАО «Атомтехэнерго», г. Обнинск, Россия*

²*ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

p_nadina@rambler.ru, Тел. (48439)44921

Деятельность операторов блочных щитов управления (БЩУ) атомных станций (АС) регламентируется большим количеством инструкций (процедур), которые можно классифицировать следующим образом:

- по заложенному в них *подходу к управлению* – событийные, симптомно- и функционально-ориентированные,
- в зависимости от *решаемых задач и класса состояния АС* – инструкции по эксплуатации систем и оборудования, процедуры реакции на сигналы, инструкции по действиям при нарушениях нормальной эксплуатации, инструкции по ликвидации аварийных ситуаций, руководство по управлению запроектными авариями, руководство по управлению тяжелыми авариями, планы действий в чрезвычайных ситуациях и др.
- по *формату представления* – инструкции в текстовом, графическом и табличном форматах;
- по *исполнению* – инструкции в бумажной и компьютеризованной форме.

Безошибочное применение инструкций операторами во многом зависит от характеристик самих инструкций, таких как условия и способ входа в инструкцию, полнота и эффективность заложенного алгоритма, когнитивная и

структурная сложность, внешняя и внутренняя связность, используемые языковые конструкции, эргономичность, сложность исполнения предписаний инструкции.

В данной работе выполнен сравнительный анализ событийных (САИ) и симптомно-ориентированных (СОАИ) инструкций по ликвидации проектных аварий. Инструкции обоих типов представляют собой бумажные документы, выполненные в табличном двухколоночном формате. Исследования проводились на полномасштабном тренажере энергоблока ВВЭР-1000 Балаковской АЭС. Эксперимент состоял в наблюдении за работой смены БЩУ при отработке аварийного сценария, моделирующего наложение двух событий – течи в парогенераторе из первого контура во второй и течи из первого контура в гермооболочку. В эксперименте участвовали четыре смены операторов БЩУ, две из которых работали по СОАИ, две – по САИ. В процессе эксперимента операторами было использовано девять различных инструкций, реализовано 79 шагов инструкций, совершено 529 актов коммуникации между собой и с операторами по месту. Целью эксперимента являлся анализ влияния характеристик инструкций на эффективность и надежность деятельности операторов БЩУ.

В ходе обработки результатов экспериментов и дальнейшего анализа было выявлено, что

- многие инструкции имеют схожие и не всегда четко обозначенные условия входа, что может привести к неверному выбору инструкции оператором;
- время стабилизации энергоблока более предсказуемо при действии по СОАИ, тогда как при работе по САИ время стабилизации во многом зависит от знаний и опыта персонала;
- неполнота инструкции, т.е. невозможность учесть все варианты развития ситуации, приводит к отклонениям от хода инструкции и непониманию операторами ее логики; так, в трех экспериментах из четырех на повторный анализ и контроль уже выполненных действий было потрачено от 110 до 350 с;
- формулировки шагов и действий не влияют на полноту их озвучивания операторами; операторы озвучивают от 38 до 67% шагов, не переходя к детальным действиям;
- ошибки операторов были связаны с отсутствием диагностического алгоритма, однозначно выводящего на

требуемую инструкцию, нечеткими, «размытыми» условиями входа в инструкции, неясной логикой инструкции, вызывающей замешательство операторов, отсутствием альтернативного действия при невозможности выполнить основное, несоответствием темпа движения по инструкции и скорости ликвидации аварии, некорректными формулировками шагов, перегруженной и сложной навигацией, излишней детализацией (обобщением) и громоздкостью некоторых шагов инструкций и др. Результаты исследования легли в основу разрабатываемых компьютеризованных инструкций, способных решить ряд проблем, характерных для бумажных процедур.

Glossary Development for the Specialists of Nuclear Infrastructure

N. Melekhina¹, V. Artisyuk¹, PhanThi Hong Hanh²

¹*Central Institute for Continuing Education & Training, Obninsk,
Russia*

melekhina@scicet.rutel: +7 (48439)29026

artisyuk@scicet.rutel: +7 (48439) 29190

²*EVN-Vietnam Electricity, Hanoi, Vietnam,*

hanhpth@evn.com.vn

The indicative feature of the current trends in nuclear power development is horizontal nuclear knowledge transfer. It is well illustrated by the introductory statement of the IAEA DG to the Board of Governors that stressed the re-focusing of all the IAEA activity on the assistance to countries embarking on nuclear power programmes [1]. The expectations from the new entrants to start their nuclear power are oriented on the experience and capabilities of vendor countries in terms of seminars, training courses for national operators and regulators [2]. The revealing issue which is being shaped right now - at the beginning of the post Fukushima-era is the safety culture transfer. The prerequisite of this is a necessary creation of friendly language environment. Based on its recent experience in providing short term courses for specialists of national nuclear infrastructure from Vietnam [3], the Central Institute for Continuing Education and Training has started the inner project on developing a Multilanguage Glossary for Nuclear Infrastructure that would cover taxonomy and terminology in the

field of national nuclear infrastructure development. The illustration of the glossary entries is given in the Table 1 below. This task is undertaken to enhance the mutual understanding between stakeholders in technology vendor and recipient countries at the starting point of their cooperation.

Example of the glossary entries

<i>Russian</i>	<i>Arabic</i>	<i>Spanish</i>	<i>English</i>
Подготовка персонала	تدريب لموظفين	la capacitación del personal	personnel training
Радиационная безопасность	الأمان الإشعاعي	seguridad de la radiación	radiation safety
Культура безопасности	الثقافة السلامة	cultura de la seguridad	safety culture

References:

1. Y.Amano, Introductory Statements to Board of Governors, 1, March, 2010 and 7, June (2010) available at <http://www.iaea.org/NewsCenter/Statements/2010/amsp2010n001.html>
2. Topical Issues on Infrastructure Development: Managing the Development of National Infrastructure for Nuclear Power, Vienna 9-12 February (2010)
3. Information on the CICET experience is available at <http://www.scicet.ru/en.php/content/science>

Training courses for foreign professionals in small-power nuclear power plants. Knowledge preservation & transfer

V. Yugay, V. Artisyuk

*Central Institute for Continuing Education and Training,
Obninsk, Russia*

yugai@scicet.ru, tel: +7 (48439) 29024,

artisyuk@scicet.rutel: +7 (48439) 29190

Currently, there is growing interest in nuclear power plants of small power reflected in IAEA technical publications. [1,2,3]. The advantages of small power nuclear power plants for developing

countries is the ability to settle down closer to consumers, without the presence of high-power networks and they can operate without refueling site, which eliminates the burden of SNF and HLW in the hosting countries. At top of the list of promising projects in the world is widely recognized Russian floating nuclear power plant with KLT-40C – the only one among all perspective, is released during the construction and licensing. Among the fast small-power nuclear power plants today is most popular modular block-based fast reactor with lead-bismuth coolant SVBR-100.

CICET is now on the development of educational and training courses for foreign trainees on the topic of Small Power NPPs in Russia. For that it was organized first Workshop «The training of foreign specialists in Small-Power Nuclear Plants in Russia» 07 June, 2011 [4]. In the frame of training program in CICET foreign trainees have the opportunity to get understanding with promising Russian projects of Small Power NPP.

Curriculum for the course «NPPs of small power» includes:

- Regulatory and legal framework of Small-Power NPPs (SP NPP) (2 h)
- The current status and international trends in the development of SP NPP (2h)
- Russian Projects of SP NPPs (2h)
- Small Power Nuclear installation “RUTA” (2h)
- SP NPP with EGP-6 reactor system (2h)
- The concept of nuclear technology based on modular fast reactors of the SVBR-100SP NPP SVBR - 100 (30h)
- Technical and Economic Data of SVBR-100 ()
- Reactor Physics, Reactor Core Design, Nuclear Fuel Parameters of the SVBR-100 ()
- Base of coolant technology of the SVBR-100
- Floating SP-NPPs KLT-40C (30h)
- Prospects and Benefits of the Floating SP-NPPs KLT-40C (2h)
- Technical and Economic Data of KLT-40C (4h)
- Reactor Physics, Reactor Core Design, Nuclear Fuel Parameters of the KLT-40C (14h)
- Physical Protection System, Accounting and Control of Nuclear Materials for KLT-40 C SP NPPs (10h)

- Small Power NPPs with WWER type reactor system (30h)
- Final examination (2h)

References

1. M. Hadid Subki Technical Lead, SMR Technology Nuclear Power Technology Development Section Division of Nuclear Power, IAEA, «Global Development and Deployment Plan of Small-Medium Reactors (SMRs)».5th GIF – INPRO Interface Meeting, Vienna, 3 – 4 March 2011
2. Small Reactors Without on-site refueling: neutronic characteristics? Emergency planning and Development scenarios. Final Report of an IAEA Coordinated Research Project. IAEA-TECDOC 1652. IAEA Vienna, 2011
3. M. Hadid Subki, Technical Lead, SMR Technology Nuclear Power Technology Development Section Division of Nuclear Power, IAEA,
4. Workshop «The training of foreign specialists in Small-Power Nuclear Plants in Russia» 07 June, 2011, CICET, Obninsk, <http://www.scicet.ru/en.php/content/science>

Price Analysis of the International Nuclear Training Programmes

A.Yunikova

*Central Institute for Continuing Education and Training,
Obninsk, Russia*

yunikova@scicet.rutel: +7(48439)29026

In the majority of cases, the organizations of national nuclear infrastructure in emerging nuclear countries are staffed with well educated personnel at various managerial levels. The main challenging issue is tuning technical and non-technical managers to the specifics of nuclear power activity. It is of straightforward way for them to consider the implementation of training capabilities of potential vendor countries [1]. In general, training institutions offer their services based on business approach and this becomes an essential issue especially for emerging nuclear countries with limited financial resources. The present analysis gives a broad

overview of the training courses available in world-famous training centers focusing the fee for training service. Fig. 1 gives the sketch of the price analysis.

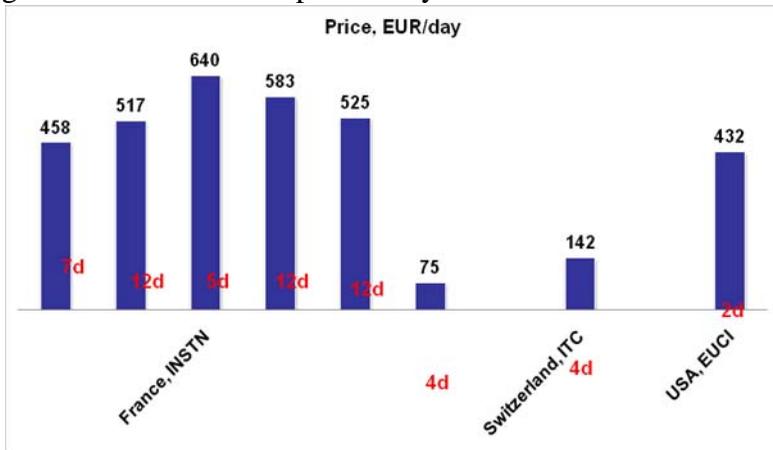


Fig.1 Price including accommodation, EUR/day(from Ref. [1,2,3]).

The histogram fully reflects the price variety for the similar solutions offered on the global market and designed exclusively for the energy industry. Price is a complicated parameter having several components that are to be taken into consideration when comparing the educating products. The illustrated competitors have short seminars and courses related to the same target audience and priced according to the duration period.

References

1. www.enen-assoc.org
2. www.instn.cea.fr
3. www.euci.com

Тренинг межкультурной толерантности для поддержки персонала АЭС новых атомных стран на этапах строительства и эксплуатации

Э.В. Волков

НОУ ДПО «Центральный Институт Повышения
Квалификации», г. Обнинск, Россия
edvolkov@gmail.com

Тренинг рассчитан на российских и иностранных руководителей и специалистов, участвующих в строительстве и эксплуатации атомных станций с целью гармонизации межкультурных контактов на межгрупповом и межличностном уровнях посредством формирования межкультурной толерантности. Программа тренинга направлена на формирование навыков межличностного взаимодействия российских и иностранных специалистов, дифференцированное понимание «чужой культуры», повышение удовлетворения от общения с представителями «чужой культуры» и повышение уровня адаптации российских специалистов к «чужой культуре».

Цели тренинга: расширение у участников тренинга представлений о межкультурных различиях, о толерантности в мышлении и поведении, о психологии межкультурного взаимодействия. Формирование позитивных стереотипов мышления и поведения в межкультурном общении. Усвоение и отработка конструктивных стратегий поведения в конфликтных ситуациях. Формирование коммуникативных навыков в различных ситуациях межкультурного общения. Формирование готовности и умений реализовывать полученные знания и навыки в профессиональной деятельности и реальных жизненных ситуациях. Развитие межкультурной компетентности путем приобретения знаний о традициях, обычаях, особенностях поведения в других культурах, невербальной и вербальной коммуникации. Развитие сензитивности и социального внимания в ситуациях взаимодействия с представителями других культур. Формирование позитивного отношения к межкультурным различиям; развитие навыков вербальной и невербальной коммуникации; развитие этнокультурной толерантности, формирование толерантных установок по отношению к людям других культур, рас и национальностей.

**Опыт разработки программ обучения для менеджеров
НЕРО строящихся АЭС**

М.Н. Кандалова, М.Н. Машина
НОУ ДПО «Центральный Институт Повышения
Квалификации», г. Обнинск, Россия
kandalova@scicet.ru, tel. +7 (48439) 29137

В момент реализации планов по строительству АЭС во всем мире от компетентности руководителей зависит эффективность и безопасность жизненного цикла АЭС, начиная от выбора типов блоков, площадки под строительство, заканчивая безопасной эксплуатацией АЭС и выводом из эксплуатации.

Компетентностный подход, применяемый НОУ ДПО «ЦИПК» позволяет определять необходимость тех или иных компетенций для руководителей эксплуатирующей организации, формулировать требования к носителям компетенций и формировать в процессе обучения эти компетенции.

Как показал анализ потребностей в обучении, с учетом опыта внедрения СПО и лучших практик МАГАТЭ, для руководителей АЭС на старте строительства и в начале эксплуатации необходимы следующие компетенции: подготовка тендерной документации, управление проектами строительства АЭС, система менеджмента атомных станций, управление рисками, управление безопасностью, концепция безопасности, инструменты нераспространения ЯО, управление ОЯТ, создание системы обеспечения квалификации, подбор и подготовка персонала на основе системного подхода. На основе такого анализа потребностей разработана программа для подготовки менеджеров АЭС «Бушер» и Компании по развитию атомной энергии Ирана.

Для НОУ ДПО «ЦИПК» важно предложить партнерам Госкорпорации «Росатом» инструмент по обеспечению международной поддержки экспорта российских ядерных технологий.

Литература

1. Managing Change in the Nuclear Industry: the Effects on Safety INSAG-18 IAEA, Vienna, 2003.
2. The Management System for Facilities and Activities. SafetyRequirementsIAEA, Vienna, 2006.
3. Основная инфраструктура для проекта ядерной энергетики. TECDOC-1513, МАГАТЭ, Вена 2006
4. Рекомендации по отбору кандидатов для замещения должностей руководящих работников ядерно- и радиационно-

опасных производств и объектов. Обнинск ФГОУ «ГЦИПК», 2005.

ИНИС МАГАТЭ и управление ядерными знаниями

Куприянов В.М.

НИЯУ МИФИ, Москва, Россия

kvm.enpran@gmail.com

В докладе рассмотрено современное состояние международной системы ядерной информации ИНИС МАГАТЭ (International Nuclear Information System, INIS IAEA), проблемы и задачи проектирования и создания системы управления явными знаниями как части общей системы управления ядерными знаниями Госкорпорации «Росатом» на основании методических подходов, предложенных секцией МАГАТЭ «ИНИС и Управление ядерными знаниями».

Рассмотрены также основные составляющие пула документальных и фактографических данных ГК «Росатом» как элемента знаний, их специфические характеристики и, вытекающие из них, особенности технологии сохранения и управления.

Предложен перечень приоритетных направлений работ, необходимых для создания системы управления явными корпоративными ядерными знаниями.

Литература

1. IAEA-ETDE/INIS-1 (Rev. 1) (ISBN:92-0-105604-4) 1162 pp.

Мультимедийный курс лекций: «Введение в ядерную специальность» (Multimedia lecture course:

«Introduction in the nuclear profession»)

В.М. Муругов, А.И. Воропаев, Д.С. Попович

Российская ассоциация ядерной науки и образования

г. Обнинск, Россия. www.ranse.ru

В Обнинске уже более пяти лет, в основном, на инициативной основе с широким привлечением «ядерной» молодежи реализуется проект «Формирование исторической и образовательно-просветительской базы знаний по атомной науке и технике».

Его основные цели

- собрать, систематизировать и аккумулировать на единой распределенной платформе максимально возможное количество исторических, информационных и учебных материалов;
- создать учебные курсы, лекции и материалы нового поколения для студентов и молодых преподавателей ядерных кафедр;
- заложить основу для создания в России Интернет-портала, посвященного ядерному образованию.

Уже сегодня создаваемая база знаний по многим параметрам не имеет аналога в России:

- отечественные и зарубежные исторические, учебные и научно-популярные фильмы, старые хроники, документальные съемки, видеопродукция предприятий отрасли – около 500 единиц;
- «Живая история» – видеозаписи людей, стоявших у истоков ядерной энергетики, атомного флота, космоса, ядерной медицины – около 20 часов;
- копии исторических документов, фотографий – более 300;
- электронная библиотека старых, не потерявших актуальности учебников, монографий, справочников, обзоров – более 400.

Материалы базы знаний используются для чтения курсов лекций

- «Научно технические проблемы развития ядерных технологий»;
- «Перспективы развития мировой ядерной энергетики и роль международного научно – технического сотрудничества».

Лекции читаются студентам физико-энергетического и естественно-научного факультетов НИЯУ МИФИ и студентам ИМО НИЯН МИФИ (всего 14 учебных групп, около 200 студентов), была начата работа по созданию мультимедийного, интерактивного курса **«Введение в ядерную специальность»**, предназначенного для того, чтобы в интересной, доступной и наглядной форме передать знания о базовых физических и технических принципах широкого спектра ядерных технологий, перспективы и важность их

развития для обеспечения энергетической и социально-политической безопасности страны.

Каждая лекция имеет 2-уровневую структуру (6–8 первый уровень, 6–10 второй). Каждый слайд второго уровня содержит 3–5 кратких тезисов и 4–8 слайдов их поясняющих (фото, схемы, карты, таблицы, графики), некоторые с элементами анимации. В каждую лекции входит не менее 5–6 видеофрагментов. Возможны включения в виде блоков контроля знаний (тестирование по пройденным темам).

Мультимедийные лекции можно использовать в процессе обучения различными способами:

- как курсы дистанционного обучения (E-learning courses), размещая их в сети Интернет;
- в «живых лекциях», что увеличит эффективность восприятия информации аудиторией и значительно упростит задачу лектору;
- для индивидуального самообразования.

За основу принята программная среда Flash (*SWF/EXE), обеспечивающая

- стабильность, высокую производительность;
- простоту управления;
- интерактивность (поддержка JavaScript);
- гибкие настройки и широкий инструментарий для демонстраций;
- поддержку различных типов данных (в т. ч. видео, аудио).

Подробнее о технологии, а так же о состоянии работ, планах и конкретных предложениях о развитии и внедрении данных инструментов в образовательный процесс будет изложено в полной версии доклада.

Доп. Информация на сайте: www.ranse.ru

Формирование «культуры безопасности» и подготовка персонала в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» – главном конструкторе ВВЭР

А. Савенков, О. Пузанова

ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск, Россия

Puzanova_ov@grpress.podolsk.ru, Tel: +7-4967652615, Fax: +7-4967542733

Авария на АЭС «Фукусима» и ее последствия обратили внимание представителей стран, участвующих в атомном ренессансе, на особую важность понятия «культура безопасности», основы которой закладываются в начале профессиональной деятельности специалиста-ядерщика. «Культура безопасности» специалиста проектной организации имеет особое значение, поскольку от успешности принятия проектных решений зависит эффективность и безопасность функционирования будущей АЭС. На сегодняшний день ОКБ «ГИДРОПРЕСС» – главный конструктор водоводяных энергетических реакторов – имеет эффективную систему управления ядерными знаниями и человеческими ресурсами, основывающуюся на планировании, подборе, обучении и оценке персонала, а также хорошо структурированную систему сохранения ядерных знаний и передачи их молодым специалистам, поступившим на предприятие после окончания высших учебных заведений [1].

В ОКБ «ГИДРОПРЕСС» разработана и действует уникальная методология подготовки к профессиональной деятельности и обучения молодых специалистов, позволяющая существенно сократить срок подготовки полноценного специалиста организации. В ее основе – системный подход, направленный на оценку наличия квалифицированных кадров на перспективу, профориентацию школьников, привлечение студентов, адаптацию и закрепление молодых инженеров – выпускников высших учебных заведений, использование мотивационной политики в отношении сотрудников предприятия, передающих свои знания и опыт. На предприятии ежегодно проводится «День открытых дверей для школьников». Студенты средних и старших курсов высших учебных заведений работают на предприятии в течение года по индивидуальным графикам. На время преддипломной практики и дипломного проектирования за ними закрепляется руководитель. Как правило, дипломная работа соответствует тематике подразделения, в котором работает выпускник высшего учебного заведения.

Приоритетной составляющей процесса становления специалиста ОКБ «ГИДРОПРЕСС» является стажировка. Молодому специалисту на первый год работы назначается руководитель из числа высококвалифицированных

специалистов подразделения и составляется «Программа стажировки». Основная задача руководителя молодого специалиста заключается, в первую очередь, в передаче знаний и опыта, накопленного им за время работы в ОКБ «ГИДРОПРЕСС». По завершении стажировки у молодого специалиста должна быть сформирована ценностно-этическая компонента соответствующих приобретенных компетенций. А это, в первую очередь, «культура безопасности», которая сегодня определяется как психологическая настроенность на безопасность [2].

В ОКБ «ГИДРОПРЕСС» действует аспирантура. Создан диссертационный совет. За аспирантами закрепляются руководители из числа специалистов, имеющих ученую степень кандидата и доктора наук. На предприятии разработаны и действуют документы, регламентирующие проведение ежегодной технической учебы во всех подразделениях, работу с кадровым резервом, позволяющие поддерживать и развивать квалификацию персонала, а также проводить смену деловых поколений на основе анализа результатов работы с резервом. Реализуется проект Госкорпорации «Росатом» по ежегодной оценке эффективности деятельности работников, согласно которому на сегодняшний день установлены цели всем руководителям предприятия. Таким образом, системный подход в работе с персоналом позволил ОКБ «ГИДРОПРЕСС» достичь следующих количественных показателей:

- 29% работников составляют специалисты в возрасте до 35 лет;
- 20% от общего количества руководителей составляет молодежь в возрастной группе до 35 лет;

Литература

1. Пузанова О.В., Щеглов В.А., Быкова О.Д., Яркина Е.Б. Система сохранения и передачи ядерных знаний, как составляющая часть управления персоналом ОКБ «ГИДРОПРЕСС». *Научно-технический сборник ВАНТ. Серия «Обеспечение безопасности АЭС»*. 2007. – вып.19. – 113-120.
2. Рыжов С.Б., Щеглов В.А., Савенков А.М., Пузанова О.В. Компетентностные подходы при подготовке к профессиональной деятельности. // *Радиоэкологический*

Управление персоналом как часть технологического управления

Г.А. Реймаров

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

По данным за 2007–2009 г. 4–18% причин аномальных событий на АЭС обусловлены неправильными действиями персонала (журнал «Росэнергоатом», №7, 2010). На первое место по влиянию на безопасность производственных процессов выходит надежность каждого работника (а не надежность «человеческого фактора»).

Существуют два аспекта управления персоналом: административный и технологический. Административное управление как управления человеческими ресурсами обеспечивает выполнение следующих основных функций: подбор, расстановка, учет, отчетность, планирование, подготовка резерва руководителей, реализация экономической и социальной политики руководства. Технологическое управление персоналом — непосредственное управление действиями работников, которое осуществляется руководителями подразделений и обеспечивает нормальное ведение производственных процессов. Попытки решить все задачи управления «рисками человеческого фактора» в рамках HR-менеджмента приводят к ограниченным результатам — развитию психологической и медицинской поддержки деятельности. Более полным и действенным представляется решение этой задачи в рамках интегрированных систем управления безопасностью (СУБ).

При разработке систем управления безопасностью подлежат интеграции:

- задачи обеспечения технологической безопасности;
- задачи управления безопасностью труда;
- управление надежностью деятельности персонала.

Создание СУБ позволит обеспечить согласованное, системное взаимодействие

- отделов охраны труда;
- ОЯБ и ОРБ;

- технической инспекции;
- отделов надежности;
- служб качества;
- УТП;
- ЛПФО;
- ОТиЗ.

Нацеленность на управление означает, что в СУБ контролируются и учитываются только *управляемые факторы*. Факторы социальных рисков, непредсказуемые природные аномалии, случайные события личностного характера — объект изучения и объяснения причин нарушений, а также посильной минимизации влияния таких факторов в рамках административного управления. Они неустранимы в оперативном плане, хотя и необходимы в ряде случаев для «оправданий» лиц, ответственных за обеспечение надежности и безопасности.

Обратная связь в подсистеме управления персоналом обеспечивается посредством оценки качества труда каждого работника. Результаты оценивания должны быть максимально объективизированными, выражаться с помощью ясно интерпретируемых количественных характеристик [1]. Это позволяет использовать оценки для принятия своевременных обоснованных управленческих решений. Анализ первичных данных и агрегирование показателей должны выполняться с использованием современных математических методов и IT-технологий, что обеспечивает оперативность и достаточно высокую производительность (массовость) оценивания. Недопустимо применение популярных, но математически некорректных методик [2].

Начиная с 1992 г., автором совместно с коллегами обрабатывались методология и программные средства комплексной оценки и мотивирования персонала [3]. Опыт внедрения этих средств более чем на 60-ти предприятиях России убеждает: когда главной целью управления является обеспечение надежности труда, а не управление поведением, оценивать необходимо, в первую очередь, выполнение каждым работником основных технологических операций в конкретной человеко-машинной системе, а также соблюдение норм безопасного труда и состояние здоровья. Учету подлежат по возможности все факторы, которые влияют на

надежность и безопасность труда, и в то же время могут быть измерены и управляемы. Непрерывный мониторинг и строгая адекватная оценка «по делу» — залог поддержания необходимого уровня надежности, справедливого, эффективного мотивирования и развития работников.

Литература

1. Реймаров Г.А., Ионов В.В., Соловьев Н.П. Комплексная оценка персонала // Управление персоналом. – 2008. – №7. – С. 42-48.
2. Реймаров Г.А. Профилирование — топорное средство оценки работников и должностей // Управление персоналом. – 2009. – №8. – С.45-48.
3. Реймаров Г.А. Комплексная оценка персонала. Инженерный подход к управлению качеством труда. – М.: Издательство ЛКИ, 2010. – 424с.

Интеграция образования, науки и производства как основа повышения качества подготовки кадров для атомной отрасли

В.А. Руденко, Н.П. Василенко

Волгодонский инженерно-технический институт – филиал

НИЯУ МИФИ

VITI@mph.ru , тел. 8(86392) 25764, факс 8(86392) 25764

В настоящее время государство и промышленные отрасли начали концентрировать дополнительные ресурсы для повышения качества подготовки специалистов по более сложным специальностям, прежде всего, инженерным, которые нужны для модернизации экономики страны. К приоритетным направлениям относится и кадровое обеспечение атомной отрасли – одна из наиболее актуальных проблем современного этапа ее развития.

Сложившаяся система подготовки кадров атомной отрасли требует дальнейшего совершенствования. Развитие этой системы и переход на качественно новый уровень подготовки специалистов заключается в создании Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ» как отраслевой территориально распределенной учебно-исследовательской структуры, объединяющей учебные

заведения, максимально приближенные к предприятиям атомной отрасли.

Одним из таких учреждений является Волгодонский инженерно-технический институт, который имеет все основания стать одним из крупнейших образовательно-производственных центров, ориентированных на кадровое обеспечение ядерно-энергетического, научно-технического комплекса и комплекса по обеспечению ядерной, радиационной и экологической безопасности атомной отрасли. Это обусловлено тем, что при двухуровневой системе ВПО подготовка инженеров, магистров и аспирантов по программам ядерного-физического, ядерно-инженерного и инженерингового блоков в Южном федеральном округе затруднена, так как в регионе отсутствуют научные школы данного направления и профессорско-преподавательский состав, имеющий опыт работы в отрасли.

В регионе расположения Ростовской АЭС (г. Волгодонск) ни один вуз не выпускает специалистов по ядерно-физическому, ядерно-инженерному и инженеринговому направлениям. Оперативный персонал на РоАЭС на 95% скомплектован выпускниками Ивановского государственного энергетического университета, Обнинского государственного технического университета атомной энергетики, Томского политехнического университета, которые с трудом закрепляются в городе районного масштаба. В результате этого АЭС испытывает значительные трудности с привлечением и закреплением персонала, наблюдается высокая текучесть кадров, которая обостряется при строительстве новых энергоблоков.

Возложенные на вуз обязанности и ответственность за подготовку кадров для атомной отрасли, реальные возможности использования учебной базы РоАЭС для их подготовки требуют особой организации образовательного процесса в вузе. Основой такой организации должна стать интеграция образования, науки и производства в целях повышения качества подготовки кадров для атомной отрасли. Интеграция образования, науки и производства в организации образовательного процесса ВИТИ НИЯУ МИФИ позволит решить такие актуальные в настоящее время задачи подготовки кадров для атомной отрасли, как

совершенствование структуры подготовки кадров в соответствии с потребностями отрасли; совершенствование качества подготовки специалистов; совершенствование эффективности подготовки специалистов – увеличение количества трудоустроившихся в отрасль, чему способствует

- возможности РоАЭС и предприятий атомного энергомашиностроения, расположенных в г. Волгодонске заинтересованно влиять на особенности профессиональной подготовки специалистов и активно вести кадровую политику;
- возможности удовлетворения потребности в инженерных кадрах РоАЭС по 50–75 человек ежегодно;
- использование в полном объеме опыта и учебно-методических материалов учебно-тренировочного подразделения (УТП) РоАЭС, включая полномасштабные тренажеры БШУ АЭС для качественного обучения студентов;
- организация всех видов практики на предприятиях атомной отрасли;
- интегрированный подход к проведению практик на действующих и строящихся энергоблоках, а также предприятиях, выпускающих оборудование для АЭС; ведение дневника практики как «портфолио» практической деятельности студента, опыта работы на предприятиях и учета сформированности профессиональных компетенций студента; работа студенческих строительных отрядов на строящейся АЭС, что способствует глубокой профессиональной ориентации студентов и закреплению их на базовых предприятиях;
- привлечение ведущих специалистов АЭС для преподавания;
- возможность для преподавателей филиала знакомиться с задачами, техникой и технологией строительства и эксплуатации АЭС, производства оборудования, что приведет к их профессиональному росту, расширению тематики научно-исследовательских работ и, как следствие, повышению

качества вузовского и послевузовского образования, стажировки преподавателей на АЭС;

- обеспечение качественной опережающей подготовки специалистов для АЭС под единым руководством НИЯУ «МИФИ»;
- реализация возможности непрерывной подготовки специалистов в г. Волгодонске.

Для интеграции образования, науки и производства в организации образовательного процесса ВИТИ НИЯУ МИФИ важно то, что в г. Волгодонске существовал филиал Всесоюзного научно-исследовательского института атомного машиностроения (ВНИИАМ). В настоящее время разрозненные лаборатории бывшего филиала ведут на хоздоговорной основе НИР и НИОКР, связанные с диагностикой оборудования АЭС и выводом отработавшего оборудования из эксплуатации. Наличие филиала позволяет объединить разрозненные работы и обеспечить общее руководство со стороны НИЯУ «МИФИ» прикладными исследованиями в области ядерно-физического мониторинга и обеспечения безопасности АЭС. Создание при институте научно-исследовательского института, объединяющего кадры, имеющие опыт работы в этой отрасли и проживающие в г. Волгодонске, позволит организовать образовательный процесс в вузе в соответствии с концепцией развития Национального исследовательского ядерного университета.

Таким образом, г. Волгодонск, где одновременно расположены действующая и строящаяся АЭС, предприятия атомного энергетического машиностроения, инженерные и научные кадры, работающие в атомной отрасли, может стать центром развития ядерно-инженерингового направления, являющегося одним из приоритетных в инновационной, образовательной и научно-исследовательской деятельности НИЯУ «МИФИ» и атомной отрасли.

Литература

1. Интервью зам. министра образования и науки А.К. Пономарева. URL: <http://www.mephi.ru/content/articles/1400/15864/>(дата обращения 20.05.11)

2. Новый вуз на донской земле. В Волгодонске создана уникальная база обучения и переподготовки атомщиков//Росэнергоатом. № 11. 2010.

Повышение квалификации представителей вузов Республики Беларусь

В.В. Ткаченко, С.П. Саакян

*Обнинский институт атомной энергетики Национального
исследовательского ядерного университета «МИФИ» (ИАТЭ
НИЯУ МИФИ), г. Обнинск*

Факультетом повышения квалификации и профессиональной переподготовки ИАТЭ НИЯУ МИФИ с 2009 г. организовано обучение по ядерно-энергетическим специальностям представителей белорусских вузов (Белорусский государственный университет, Белорусский государственный университет информатики и радиоэлектроники, Белорусский национальный технический университет, Международный государственный экологический университет им. А.Д. Сахарова).

С учетом специфики обучения и контингента слушателей (преподаватели и студенты вузов) были разработаны следующие программы повышения квалификации: «Введение в атомную энергетику»; «Атомные электрические станции и установки»; «Физика ядерных реакторов и проблемы ядерной энергетики»; «Физико-химические процессы на АЭС с реактором ВВЭР-1000», «Нейтронная физика», «Информационные технологии в ядерной энергетике» и др. Обучение проводилось как в ИАТЭ НИЯУ МИФИ, так и на базе университетов с выездом лекторов в г. Минск.

В течение 2009–20011 гг. только на базе ИАТЭ НИЯУ МИФИ обучение прошло более 100 слушателей. В процессе обучения помимо лекционных курсов проводились практические занятия на тренажерах, выполнялись лабораторные работы в учебных лабораториях ядерной и нейтронной физики, лабораториях дозиметрии и защиты от ионизирующих излучений, радиационной безопасности и др. Занятия проводили ведущие преподаватели кафедр ИАТЭ НИЯУ МИФИ: «Оборудование и эксплуатация ядерных энергетических установок», «Расчет и конструирование

реакторов атомных электростанций», «Ядерная физика», «Автоматизированные системы управления», «Компьютерные системы, сети и технологии», «Информационные системы», «Автоматика, контроль и диагностика», «Общая и специальная физика», «Общая и специальная химия», «Экология». По окончании занятий слушателям выдавались учебно-методические материалы по тематике занятий.

Также были организованы экскурсии в ГНЦ РФ – «Физико-энергетический институт» и на исследовательский ядерный реактор филиала «Научно-исследовательского физико-химического института им. Л.Я. Карпова».

Вопросы организации в Томском политехническом университете лаборатории систем физической защиты и противодействия ядерному терроризму

А.В. Годовых, Б.П. Степанов

Томский политехнический университет, г. Томск,

Россия

avgod@tpu.ru, тел: 8 (3822) 417606

В условиях современного режима ядерного нераспространения необходимо обеспечить надежную защиту любого ядерного предприятия от хищения ядерных материалов и диверсий в отношении ядерного объекта (ЯО). Основная роль при решении данных вопросов отводится организации физической защиты (ФЗ) ЯО, а также функционированию системы учета и контроля (УИК) ядерных материалов (ЯМ).

Для подготовки специалистов в области ФЗ, УИК на кафедре «Физико-энергетические установки» Томского политехнического университета открыта новая специальность «Безопасность и нераспространение ядерных материалов», ведется преподавание курсов, посвященных изучению вопросов построения СФЗ. Обучение квалифицированных кадров вопросам безопасности на действующих ЯО в силу специфики решаемых системами ФЗ задач невозможно. Поэтому требуется создание лабораторной базы для практического изучения функционирования элементов, устройств СФЗ по отдельности, получение навыков построения подсистем и проектирования системы ФЗ в целом.

Не меньшую роль в обучении специалистов этого направления занимают вопросы изучения нормативной базы и получение навыков в использовании методов, процедур и элементов УИК ЯМ.

В данной работе рассматриваются принципы организации лаборатории систем физической защиты и противодействия ядерному терроризму, обсуждаются основные подходы к созданию лабораторной базы и построения обучающих стендов.

За основу создаваемой лаборатории были приняты следующие принципы

1. Модульный принцип организации.
2. Применение современных информационных технологий с широким использованием программных и аппаратных средств.
3. Подбор конкретных технических устройств при построении и моделировании систем ФЗ и УИК ЯМ (согласно выбираемой стратегии защиты и функционирования ЯО). Программная и техническая совместимость применяемых элементов, технических средств и устройств.
4. Возможность установки технических средств, применяемых в системах ФЗ на реальных ядерных объектах, осуществление ими основных целевых задач согласно требований, предъявляемых к данной подсистеме.
5. Изучение принципов взаимодействия и функционирования подсистем непосредственно входящих в состав систем ФЗ и УИК ЯМ.
6. Максимальное использование практического опыта учебных, научных и производственных учреждений, проектирующих и эксплуатирующих системы физической защиты организаций, а также фирм разработчиков, производителей устройств и оборудования систем безопасности.

В настоящее время по инженерным программам лаборатория используется для обеспечения лабораторных и практических работ по курсам:

- «Автоматизированные системы УИК, ФЗ ядерных объектов»;
- «Физическая защита ядерно-опасных объектов»;
- «Технические средства охраны»;

- «Введение в учет, контроль и ФЗ ядерных материалов»;
- «Основы проектирования и анализ уязвимости ФЗ»;
- «Методы и процедуры учета, контроля ЯМ»,

а также для выполнения студентами курсовых проектов, научно-исследовательских работ, реализации ими учебно-методической и самостоятельной деятельности.

На основе анализа существующего опыта и практической работы по изучению вопросов физической защиты для обеспечения более эффективного процесса организации обучения выбран состав лаборатории, который включает макеты охраняемого объекта с размещенными инженерно-техническими средствами ФЗ и образовательные модули. За модули принимаются основные подсистемы инженерно-технических средств СФЗ, согласно нормативных и правовых документов РФ по физической защите, элементы организационно-технических мероприятий, процедур контроля доступа персонала. Также за модули принимаются элементы образовательного и методического обеспечения учебного процесса.

В работе обсуждаются вопросы организации и создания полигона инженерно-технических средств физической защиты. Приводится выбор структуры, определяется состав функциональных систем и задаются критерии выбора технических устройств.

На основе опыта организации и проведения на базе лаборатории «Систем физической защиты и противодействия ядерному терроризму» учебного процесса выделяются перспективы ее развития и совершенствования методического обеспечения.

Управление самостоятельной работой студентов младших курсов при помощи образовательной системы “Гелиос”

А.М. Терехова, Ю.А. Казанский

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

anna_terehova@inbox.ru

В учебных планах от 30 до 60% времени отведено для самостоятельной работы. Эта часть учебного процесса не

контролируется и для нее нет направленной помощи студентам.

Суть проекта заключается в организации помощи студентам и контроле процесса самостоятельного обучения с удобными условиями работы для изучения наиболее важных разделов дисциплин с проведением итоговой контрольной работы и ее оценкой в дистанционном режиме (без непосредственного участия преподавателя) с подготовленными заранее электронными образовательными ресурсами. Отчеты о работе студента представляются в разных вариантах и преподавателю, и студенту, что может использоваться, например, при определении рейтинга студента.

Данный проект вносит вклад в систему управления качеством образования за счет внедрения новой дистанционной системы оказания помощи студентам при изучении наиболее важных разделов дисциплин и осуществлении контроля за самостоятельной работой студентов.

Литература

1. Казанский Ю.А., Черторижская О.В. Пути использования ИТ в образовательном процессе на примере технического вуза – Обнинского института атомной энергетики. / Международная конференция «Математические идеи П.Л.
2. Чебышева и их приложения к современным проблемам естествознания» (Обнинск, 14-18 мая 2002 г.): Тезисы докладов. – Обнинск: ИАТЭ, 2002. – С. 42-43.
3. Казанский Ю.А., Терехова А.М. Информационно-образовательная система. Методическое пособие. – М. МИФИ, 2010.

О роли компьютерных технологий в подготовке специалистов для инновационных блоков с реакторами на быстрых нейтронах

С.Е. Щеклеин, О.Л. Ташлыков, Д.А. Носов, А.М. Тучков
*ФГАОУ ВПО «УрФУ имени первого президента России
Б.Н.Ельцина», Екатеринбург*

Энергоблок № 3 Белоярской АЭС с реактором на быстрых нейтронах БН-600 был введен в работу в апреле 1980 г. и находится в режиме текущей эксплуатации. По физическим параметрам реактор БН-600 обладает внутренне присущей

безопасностью. Расчетный срок эксплуатации блока был запланирован до 2010 г. В настоящее время, на основе опыта работы, по результатам оценки состояния материалов, модернизации оборудования, информационных систем и органов управления получена лицензия на продление его эксплуатации еще на 10 лет.

Сооружение блока с реактором БН-800 и его эксплуатация позволят продемонстрировать технические решения, повышающие экономичность, надежность и безопасность реактора и энергоблока в целом, возможность увеличения срока службы реакторов свыше 45 лет, использование уран-плутониевого топлива в режиме расширенного воспроизводства.

Дальнейшее расширение Белоярской АЭС предполагается энергоблоком с реактором БН-1200.

Одним из основных условий успешной реализации данного инновационного направления развития атомной энергетики является опережающая подготовка высококвалифицированных специалистов по эксплуатации и обслуживанию систем и оборудования энергоблоков АЭС с реакторами на быстрых нейтронах (РБН).

Кафедра «Атомная энергетика» УрФУ – одна из первых кафедр этого профиля в России – традиционно специализируется на подготовке специалистов для АЭС с РБН. Уникальность технологии быстрых реакторов требует специфической материально-технической базы для подготовки специалистов данного профиля.

Значительным вкладом в модернизацию материальной базы кафедры в свете развития направления РБН и, в частности, строительства энергоблока БН-800, стало участие кафедры в реализации Федеральной инновационной образовательной программы «Формирование профессиональных компетенций выпускников на основе научно-образовательных центров для предприятий атомно-энергетического комплекса Уральского региона». Было приобретено уникальное оборудование, не имеющее отечественных и зарубежных аналогов. Для его создания потребовалась разработка специалистами кафедры в сотрудничестве с Белоярской АЭС, проектными и конструкторскими организациями специальных технических условий.

Аналитический тренажер БН-800, созданный НТЦ «Моделирующие системы» (г. Обнинск), позволяет моделировать различные эксплуатационные режимы энергоблока, в том числе переходные и аварийные. Особая значимость тренажера заключается в том, что он вводится в действие параллельно с сооружением энергоблока с реактором БН-800 на Белоярской АЭС. Это позволяет подготовить к пуску, запланированному в 2014 г., необходимое количество оперативного персонала.

Особую значимость для опережающей подготовки специалистов для сооружаемых энергоблоков АЭС с РБН представляют виртуальные технологии обучения и, в частности, 3D-моделирование. Трехмерное моделирование было выбрано для визуализации энергоблока БН-800 в связи с его наглядностью и эффективностью.

Для построения изображения технологических систем и оборудования в различных помещениях энергоблока были использованы компоновочные чертежи-разрезы на различных высотных отметках и в осях главного корпуса энергоблока.

Особенностью разработанной 3D-модели является возможность изучения компоновочных решений энергоблока в любых вертикальных и горизонтальных плоскостях (сечениях).

Литература

1. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Новые технологии подготовки специалистов для инновационного энергоблока АЭС с реактором БН-800 / Новые образовательные технологии в вузе: Сборник материалов VII международной научно-методической конференции, 8 – 10 февраля 2010 года. Ч. 2. – Екатеринбург: УГТУ-УПИ, 2010. – С.401-406.

2. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Борисова Е.В. Использование 3D-технологий при подготовке специалистов для инновационного энергоблока Белоярской АЭС с реактором на быстрых нейтронах БН-800 // Дистанционное и виртуальное обучение. – 2010. – №10. – С.28-37.

ИННОВАЦИОННЫЕ ЯДЕРНЫЕ СИСТЕМЫ И ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ

Моделирование массопереноса продуктов коррозии в контурах со свинцовым теплоносителем

В.В. Алексеев¹, Е.А. Орлова¹, Ф.А. Козлов¹, Е.В. Варсеев²,
А.С. Кондратьев¹, И.Ю. Торбенкова¹

¹ – ГНЦ РФ-ФЭИ, ² – ИАТЭ НИЯУ «МИФИ»

alexeev@ippe.ru, тел. 8(84839)94234

Предложенная модель содержит математическое описание процесса окисления стали в свинце при одновременном формировании магнетитного и железо-хромистого шпинельного слоев оксидной пленки. Совместное решение полученных уравнений при заданных граничных условиях позволяет рассчитывать динамику образования каждого из оксидных подслоев и их толщину.

Решена задача моделирования в одномерном приближении массопереноса железа в стальном контуре со свинцом с учетом процессов образования и переноса взвесей частиц и химического взаимодействия примесей в теплоносителе, а также образования двухслойной оксидной пленки на поверхности стали.

Применительно к первому контуру установки БРЕСТ-300 получены расчетные данные по распределению частиц взвесей по размерам в свинцовом теплоносителе и скорости изменения толщины слоя магнетита и стальной стенки контура в экстремальных точках в активной зоне и парогенераторе. Сделаны оценки выхода продуктов коррозии конструкционного материала в теплоноситель в целом по первому контуру в зависимости от толщины оксидного покрытия на поверхности проточной части.

Показано, что для рассматриваемых условий на стали ЭИ-852 при 650°C и активности кислорода в свинце от 1 до 0,001 преобладает магнетитный механизм образования оксидного покрытия. При активности кислорода 0,0001 и ниже имеет место только железо-хромистый шпинельный механизм оксидирования.

Применительно к первому контуру установки БРЕСТ-300 получены расчетные данные по распределению частиц взвесей по размерам в свинцовом теплоносителе, потокам магнетита, осаждаемого (или диссоциирующего) на стенки каналов проточной части, выходу железа в контур с

теплоносителем. Средний размер частиц установившейся дисперсной системы в контуре БРЕСТ-300 несколько превышает 1 мкм.

Как следует из расчетов применительно к первому контуру установки БРЕСТ-300, на входном участке активной зоны происходит накопление магнетита на поверхности каналов за счет как химического взаимодействия железа с кислородом, так и осаждения частиц из потока теплоносителя. На выходе из активной зоны происходит уменьшение толщины оксидного слоя за счет диссоциации магнетита и одновременно увеличение отложений из-за осаждения частиц магнетита.

Имеет место диссоциация магнетита на входе в парогенератор. По длине парогенератора направление потока магнетита, образующегося на поверхности каналов, также меняет знак.

Получены оценки скорости уменьшения толщины стальной стенки контура в экстремальных точках в активной зоне и парогенераторе. Максимальный выход железа из стали имеет место на выходе каналов активной зоны. В экстремальной точке поток железа достигает $7,5 \cdot 10^{-9}$ кг/(м²·с), что соответствует уменьшению толщины стальной стенки со скоростью около 30 мкм/год. Поток железа из стали $6,5 \cdot 10^{-9}$ кг/(м²·с) сохраняется во всей высокотемпературной зоне контура (550°C) до входа теплоносителя в парогенератор. Полученный результат по скорости растворения стали согласуется с известными экспериментальными данными.

**Анализ экспериментальных данных по теплообмену при
сверхкритических параметрах теплоносителя для
перспективных ядерных реакторов четвертого поколения**

Б.В. Боляк, Е.В. Веретенников, Г.П. Богословская

ИАТЭ НИЯУ «МИФИ», Обнинск, Россия

gpbogoslov@ippe.ru, Tel: 7-48439-94904

Одним из перспективных типов ядерных энергетических установок, выбранных в рамках Международного проекта Generation IV является АЭС с легководным реактором со сверхкритическими параметрами теплоносителя (SCWR),

разработки которых в настоящее время ведутся в Европе, США, Канаде, Японии, Южной Корее. Создание установки предусматривается не позднее 2030 г.

Переход на сверхкритические параметры (СКП) в водоохлаждаемых реакторах рассматривается как естественное продолжение разработок ВВЭР в целях создания АЭС нового поколения. Преимущества использования воды сверхкритического давления в реакторах на тепловых или быстрых нейтронах в основном ясны – это возможность увеличения к.п.д. АЭС с 33 до 44 %, сокращение количества оборудования, при прямоточной схеме – снижение металлоемкости ЯЭУ, достижение более высоких показателей использования топлива, уменьшение размеров защитной оболочки, удешевление затрат и сокращение объемов строительства. За рубежом и в России ведутся исследования в этом направлении.

В период разработки проектов и теплогидравлического обоснования установок необходимы корректные, подтвержденные экспериментами соотношения по оценке интенсивности отвода тепла с учетом особенностей теплообмена при сверхкритических параметрах: сильное, немонотонное изменение теплофизических свойств с температурой; ускорение потока по длине канала при подогреве; развитие естественной конвекции за счет архимедовых сил в различных точках потока.

Экспериментальные данные, полученные в ФЭИ при течении воды сверхкритических параметров в круглой трубе и при течении фреона при сверхкритическом давлении в пучке стержней, являются уникальными. Зарубежные исследования теплообмена при сверхкритических параметрах, проводимые в основном на углекислом газе, не представляются надежными. Также открытым остается вопрос о переносе данных, полученных на модельных жидкостях на течение воды при сверхкритических условиях.

В первых исследованиях теплообмена при сверхкритических параметрах, выполненных для нужд тепловой энергетики, были обнаружены области как более интенсивного, так и ухудшенного конвективного теплообмена по сравнению с обычными зависимостями для докритических давлений. Кроме того, было показано, что общепринятые корреляции

для расчета коэффициентов теплообмена дают существенное отклонения от экспериментальных данных, полученных в околокритической области.

Обладание уникальными первичными экспериментальными данными позволило проанализировать физические особенности процесса теплообмена при СКП, рассмотреть структуру пограничного слоя при вынужденном течении сверхкритической жидкости, провести сравнительный анализ имеющихся соотношений для расчета теплообмена в круглой трубе и получить новое соотношение для пучков стержней.

В процессе обработки данных была сформирована верификационная матрица, в которую в качестве характерных включены следующие режимы: полностью докритические, переход от до к сверхкритическим параметрам, полностью сверхкритические.

Свойства теплоносителей определялись по системе NIST.

Работа выполнена в рамках проекта РФФИ №11-08-07544-р_центр_а.

Экспериментальное определение энерговыделения в свинцовом и урановом образцах при облучении протонами высоких энергий

А.А. Говердовский, Б.В. Кебадзе, Д.М. Ковалев, Р.Р. Чернов

Государственный Научный Центр РФ – Физико

Энергетический Институт

имени А.И. Лейпунского, г. Обнинск, Россия

general@ippe.ru

Тел: (48439) 98321, (48439) 98791

Проблема актуальна в связи с растущим интересом к ускорительно-управляемым системам, в которых генерация энергии в подкритической зоне происходит за счет поступления в нее нейтронов от стороннего источника – мишени, облучаемой потоком протонов высокой энергии. Для оптимизации теплоотвода нужно знать энерговыделение в материале мишени (свинце, сплаве свинец-висмут), который является одновременно и теплоносителем. Представляет интерес энерговыделение и в других, в том числе делящихся материалах.

Наиболее прост и эффективен калориметрический метод, суть которого состоит в регистрации темпа роста температуры в образцах с известной теплоемкостью в регулярном режиме.

Испытуемые образцы свинца и урана в виде цилиндров диаметром $D = 48$ мм и высотой $H = 100$ мм помещались в тонкостенный дюралюминиевый контейнер, пространство между поверхностью образцов и контейнера заполнялось теплоизоляцией в виде минеральной ваты.

Для получения надежных результатов и упрощения процедуры обработки целесообразно обеспечить в течение эксперимента максимально близкий к линейному рост температуры до значимых величин, существенно превышающих уровень дрейфа и помех. Постоянная времени тепловой инерции ячеек с образцами оценивалась с учетом термического сопротивления изоляции и коэффициента теплоотдачи от наружной поверхности контейнера.

Для отработки технических приемов заделки термопар и испытаний измерительной системы в целом использовались латунные образцы аналогичной геометрии. Предварительно поверенные термопары типа ХА диаметром 1 мм устанавливались в отверстиях в различных точках образца (центр, периферия) и заливались сплавом свинец-висмут для обеспечения термического контакта. Участки термопарного кабеля, выходящие из образца, теплоизолировались на протяжении ста миллиметров. Изменения температуры регистрировались с помощью специализированных прецизионных модулей DSCA 47 К – 05 С с последующим выводом сигнала через АЦП на компьютер.

Измерительная система испытывалась при моделировании внутреннего энерговыделения в образце путем пропускания тока известной величины через миниатюрные резисторы, помещенные в сквозное центральное отверстие диаметром 3,2 мм. Эксперименты подтвердили возможность надежной регистрации изменений температуры в пределах 1 К с темпом 0,1 К в минуту.

Подготовленные свинцовый и урановый образцы облучались пучком протонов с энергией 1 ГЭв и плотностью $\sim 1,5 \times 10^{11}$ протонов/см²×с на ускорителе ЛИЯФ

(г. Гатчина). Пучок направлялся в торец образца. Время экспозиции для каждого из образцов не превышало 10 минут.

Для обработки МНК использовались реализации длительностью 5–7 минут, что существенно меньше тепловой постоянной времени образцов. Темп роста температуры для свинцового образца ~ 1,3 К/мин, для U^{238} ~ 3,5 ÷ 3,6 К/мин. Для образца U^{238} практически не наблюдается отклонений от линейности. Постоянная времени для свинцового образца примерно в 2 раза меньше, имеются небольшие, но видимые отклонения от линейности. С учетом слабой нелинейности возможна коррекция (линеаризация) графика температуры с использованием для этого случая свойств оператора звена первого порядка:

$$T^{cor}(t) = T^{исх}(t) + \frac{1}{\tau} \int_0^t T^{исх}(t) dt,$$

где τ – постоянная времени ячейки. Полученные у энерговыделения приведены в таблице.

Таблица

Абсолютное и удельное энерговыделение в образцах

	Pb, $m = 1920$ г		U^{238} , $m = 3200$ г	
	Абс., Вт	Уд., Вт/кг	Абс., Вт	Уд., Вт/кг
Центр	2,90	1,51	8,67	2,70
Периферия	2,87	1,495	8,22	2,57

Видно заметное отличие значений энерговыделения для образца урана, измеренных по центральной и периферийной термопарам.

При анализе данных экспериментов с облучением отмечено, что если для свинцового образца разность температур по центральной и периферийной ТЭП в течение всего опыта находится в пределах 0,1 К, то для образца урана она показывает рост в ходе эксперимента и достигает величины до 1 К.

Указанные обстоятельства могут свидетельствовать о неоднородности энерговыделения в образце за счет деления ядер урана генерируемыми нейтронами.

Dependence of resonant absorption of neutrons in thorium-bearing neutron-multiplying systems, on changes the fuel-moderator ratio

A.V. Godovykh, I.V. Shamanin

Tomsk Polytechnic University, Tomsk, Russia

avgod@tpu.ru, tel: 8 (3822) 417606

The goal of these numerical experiments was to determine dependence of resonant absorption of neutrons in thorium-bearing neutron-multiplying systems, on changes the fuel-moderator ratio. As a result of the calculation of the anomaly was detected, attesting to the physical benefits of Th232 than U238 when used as source material of nuclear fuels in certain relations V_m/V_f .

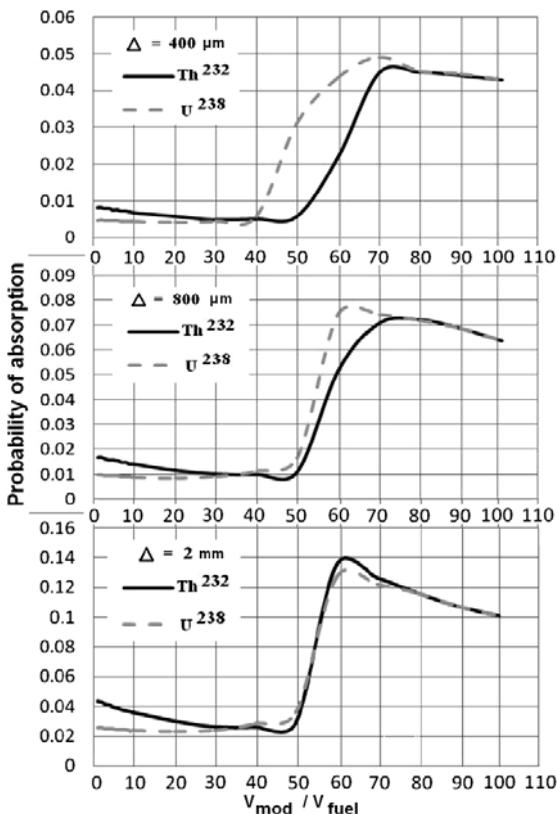


Fig. 1. Dependence of Probability of absorption by changing fuel-moderator ratio

The figure shows three different Δ -layer thickness(layer of fuel):
 Top - Anomalous absorption resonant;
 In mid - Resonant absorption of V_{mod} / V fuel;
 Latest - The ‘Disappearance’ of the benefits of increased thickness
 Th-232 fuel layer.

Коммерческие быстрые реакторы
 А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, В.И. Белозеров
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

Согласно классификации МАГАТЭ [1], к ним относятся: Супер-Феникс 1 (Франция), Супер-Феникс 2 (Франция), БН-800 (Россия), DFBR (Япония), CDFR (Великобритания), EFR (Европейский быстрый реактор, Франция, Германия, Великобритания), БН-1600 (Россия), БН-1800 (Россия), БРЕСТ-1200 (Россия), JSFR-1500 (Япония). Это в основном реакторы с натриевым теплоносителем и реактор БРЕСТ-1200 со свинцовым теплоносителем. На рисунке 1 представлен вид сверху на БН-1800.

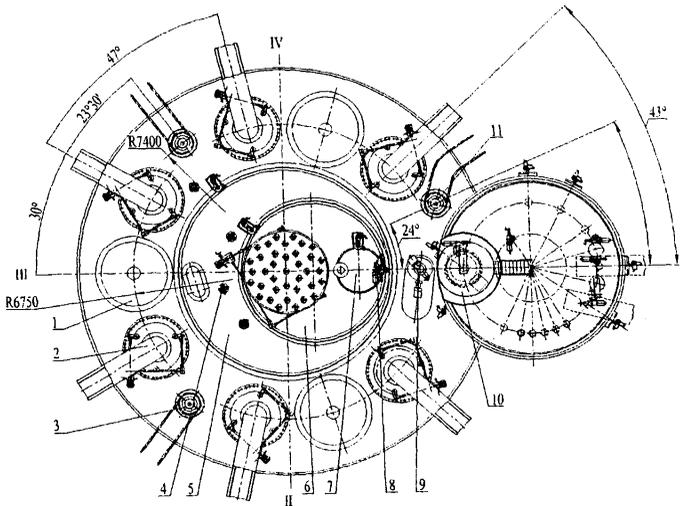


Рис. 1. Вид сверху на установку БН-1800
 1 – насос первого контура, 2 – промежуточный теплообменник, 3 – ловушка (для очистки), 4 – внутрикорпусной ионизационный блок, 5 – большая вращающаяся пробка,

6 – средняя вращающаяся пробка, 7 – малая вращающаяся пробка, 8 – перегрузочный механизм, 9 – элеватор, 10 – внешний реакторный перегрузочный комплекс, 11 – система контроля примесей в натрии

Компоновка реактора БН-1800 интегральная, оборудование расположено в реакторном корпусе и «охватывается» внутренним баком, поверх которого расположена тепловая защита. Состояние пара на входе в турбину при ее полной мощности: температура – 525°C, давление – 26 МПа. Установка БРЕСТ-1200 представлена на рис.2. Корпус реактора состоит из АЗ (1) и четырех боковых отсеков, содержащих циркуляционные насосы (2) и по две секции парогенератора (3) в каждом отсеке.

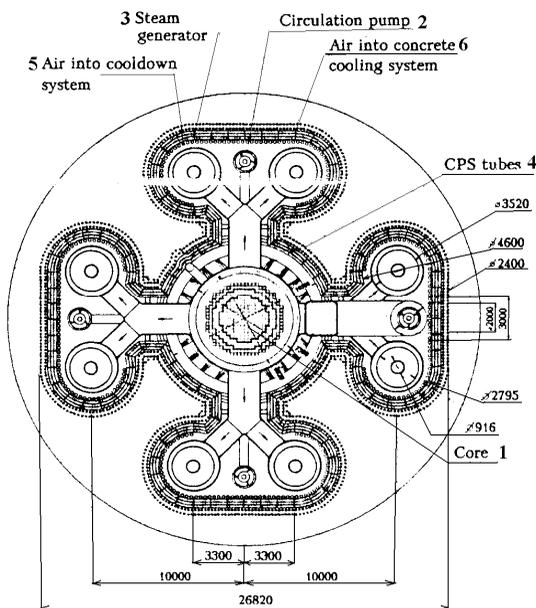


Рис. 2. Вид сверху на установку БРЕСТ-1200.

1 – активная зона, 2 – циркуляционный насос, 3 – парогенератор, 4 – трубы CPS, 5 – система охлаждения реактора воздухом, 6 – система охлаждения воздухом бетона

Насосы направляют теплоноситель на вход АЗ по трубам (4). Из АЗ теплоноситель идет в секции парогенератора. Показаны системы охлаждения реактора воздухом (5) и охлаждения

бетона (6). Этим установкам свойственны особенности натриевых реакторов и реакторов с тяжелым теплоносителем. Свинец имеет существенно меньшую теплопроводность, чем натрий, что снижает теплообмен по сравнению с реакторами типа БН. В оценках максимальной температуры твэлов температурные напоры «стенка – жидкость» играют более значительную роль, чем у реакторов с натриевым охлаждением, т.к. от этого в значительной мере зависит достоверность «горячего пятна» твэлов в АЗ реактора БРЕСТ.

Литература

1. IAEA, Status of Liquid Metal Cooled Fast Reactor Technology, IAEA-TECDOC 1083, IAEA, Vienna (1999).

Экспериментальные быстрые реакторы

А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, В.И. Белозеров
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск

Согласно классификации МАГАТЭ [1] к экспериментальным быстрым реакторам (БР) относятся: БР-5/10, БОР-60 (Россия); Ферми, ЕВР-2, FFTF (США); DFR (Великобритания); Рапсодия (Франция); KNK-2 (Германия); Джойо (Япония); FBTR (Индия); PEF (Италия); CEFR (Китай).

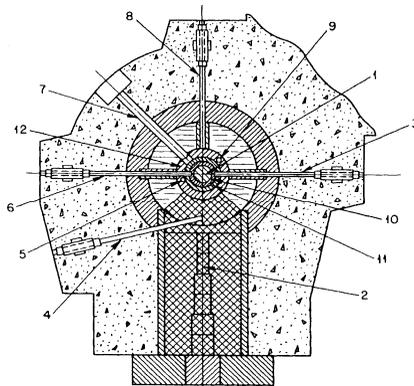


Рис. 1. Поперечное сечение реактора БР-5/10:

1 – активная зона; 2 – тепловая колонна; 3, 4, 6, 7, 8 – горизонтальные каналы для отбора пучков нейтрона; 5, 9 – то же самое для вертикальных отборов; 10 – внутренний подвижной цилиндрический отражатель; 11 – внешний подвижной

цилиндрический отражатель; 12 – стационарный никелевый отражатель

У этой категории БР в качестве основного теплоносителя используется натрий, что определяет основные особенности реакторов на быстрых нейтронах по сравнению с другими. Особенности физики БР следующие: в этих реакторах возможно расширенное воспроизводство ядерного топлива, что обуславливает значение коэффициента воспроизводства $KB > 1$; при цикле Pu-U KB может достигать значения 1,5; используется сильно обогащенное нуклидом ^{235}U топливо (до 30%), применяются отражатели; в БР отсутствуют замедлитель и материалы, сильно рассеивающие нейтроны, а также локальные перекосы в распределении нейтронов. Высокое обогащение топлива обуславливает на порядок более высокую энергонапряженность активной зоны (АЗ), чем у ВВЭР. Это требует от теплоносителя эффективного отвода тепла и слабого рассеивания нейтронов. Межканальный обмен, переменное энерговыделение и начальные тепловые участки, деформированные решетки твэлов и нестандартные каналы, несимметричные тепловые нагрузки и оребренная система, регулярные и стохастические неравномерности температуры и связанные с ними факторы перегрева – далеко не полный перечень вопросов, выдвигаемых практикой реакторостроения и имеющих большое значение при теплофизическом обосновании БР. В качестве примера выбран реактор БР-5/10 с петлевой компоновкой. АЗ окружена кожухом, в котором протекает натрий.

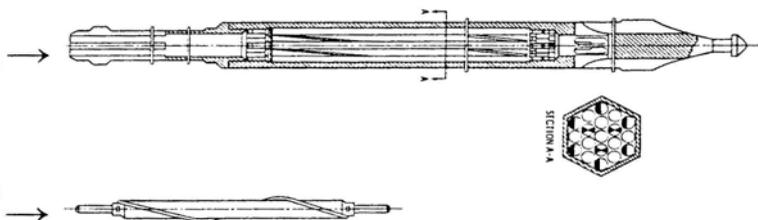


Рис. 2. Топливная сборка

Над АЗ расположена колонна из карбида бора, предназначенная для поглощения нейтронов. АЗ окружают

никелевые отражатели, охлаждаемые потоком воздуха. Защита реактора – цилиндрический железный корпус, а вокруг него – плотный бетон. Верхняя пробка реактора состоит из слоев железа и парафинового воска, а вращающаяся пробка изготовлена из нержавеющей стали. Поперечное сечение реактора показано на рис. 1, а топливная сборка на рис. 2. ТВС – шестигранные, размер «под ключ» 26 мм, длина 833 мм. Количество ТВС в АЗ – 86-90, в зоне воспроизводства 30–34. Полная длина твэлов – 615 мм, высота энерговыделения – 400 мм, число твэлов в ТВС – 19. Топливо – нитрид урана UN. Объемная плотность энерговыделения: максимальная 2182 кВт/л., средняя по АЗ – 1588 кВт/л. Линейная нагрузка: максимальная – 44 кВт/м, средняя – 32 кВт/м. Максимальная температура поверхности оболочки твэлов 565 С. Давление продуктов деления в твэле при температуре эксплуатации и максимальном выгорании – 5 МПа.

Литература

1. IAEA, Status of Liquid Metal Cooled Fast Reactor Technology, IAEA – TECDOC 1083, IAEA, Vienna (1999).

Демонстрационные быстрые реакторы

А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, В.И. Белозеров
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

Согласно классификации МАГАТЭ [1], к ним относятся БН-350 (Казахстан), Феникс (Франция), PFR (Великобритания), БН-600 (Россия), Монжу (Япония), SNR-300 (Германия), PFBR (Индия), CRBR (США), ALMR (США), СВБР-75/100 (Россия), БРЕСТ-ОД-300 (Россия), Kalimer-150 (Корея).

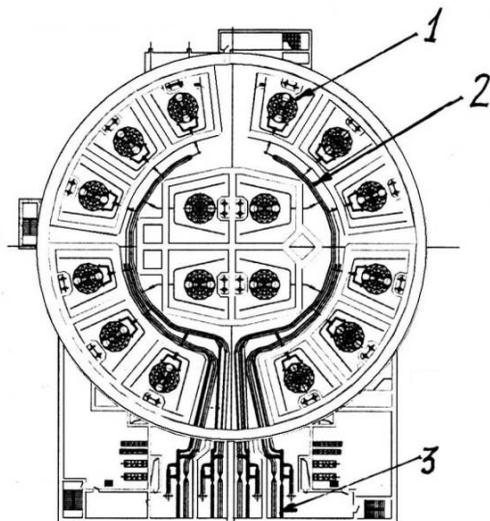


Рис. 1. Энергетический блок быстрого реактора, состоящий из 16-ти блоков СВБР-100:

1 – блок СВБР-100; 2 – объединение блоков по два; 3 – выводные линии (по два блока на каждую линию)

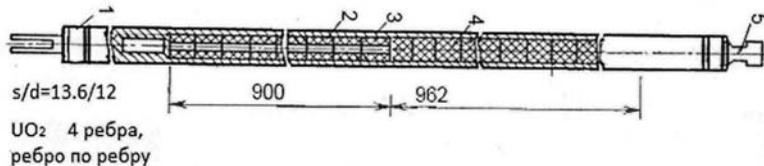


Рис. 2. Твэл реактора СВБР-75/100.

1 – нижний наконечник; 2 – топливный брикет; 3 – оболочка твэла; 4 – зона воспроизводства; 5 – верхний наконечник

В данном типе реакторов используется два вида теплоносителя: натрий и тяжелый теплоноситель. Характерными представителями демонстрационных быстрых реакторов (БР) являются СВБР-75/100 (рис.1, 2) и БРЕСТ-ОД-300 (рис.3).

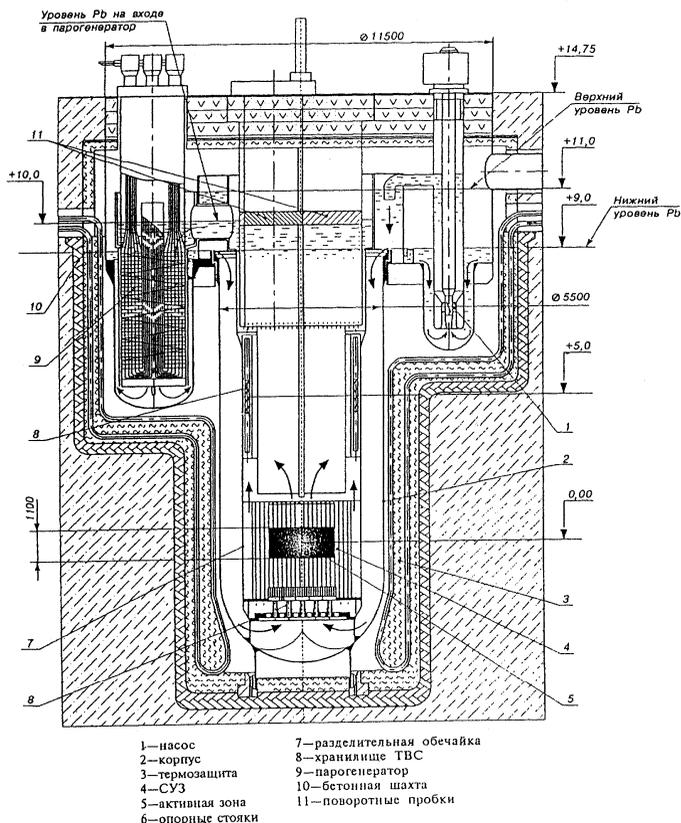


Рис.3. Общий вид реактора БРЕСТ-ОД-300

Использование плотного теплопроводного топлива и химически пассивного, кипящего при весьма высокой температуре, мало активируемого нейтронами свинец-висмутного и свинцового теплоносителя позволяет детерминистически исключить аварии разгона на мгновенных нейтронах, аварии с потерей теплоносителя, пожары и водородные взрывы при любых ошибках персонала и отказе оборудования при эксплуатации реактора. На основе принципа естественной безопасности можно снизить стоимость БР вследствие использования двухконтурной системы, упрощения конструкций оборудования.

Литература

1. IAEA, Status of Liquid Metal Cooled Fast Reactor Technology, IAEA-TECDOC 1083, IAEA, Vienna (1999).

Моделирование теплогидравлических процессов для реактора БРЕСТ-ОД-300

А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, А.П. Сорокин,
В.В. Привезенцев, И.В. Санина

ГНЦ РФ-ФЭИ, г. Обнинск, Россия
sorokin @ ippe. ru, Тел (484 39) 9-8969,
Fax: (48439)5-85-26

Целью работы является изучение теплообмена и температурных полей твэлов ТВС реактора БРЕСТ-ОД-300 на соответствующей теплогидравлической модели (рис. 1).

Опытная модель ТВС проектируется в соответствии с принципами теплового моделирования [1, 2]. Она состоит из 37-ми имитаторов твэлов расположенных в шестигранном чехле. Имитаторы оребрены винтовыми навивками, выполненными на принципе касания «ребро по ребру». На поверхности поворотных имитаторов твэлов (центральной, боковой, угловой) в продольных пазах, выфрезерованных в стенке, заделываются на различных расстояниях от начала энерговыделения 12 микротермопар, расположенных по периметру (азимуту) имитатора с шагом $\Delta\varphi=30^{\circ}$. Поворот имитатора позволяет измерять распределение температур по его поверхности. Осуществляется также измерение температур теплоносителя по всем ячейкам модельной сборки.

Имитатор твэла выполняется с использованием равенства параметров эквивалентной теплопроводности твэла ($\varepsilon_{k0}^{\text{ТВЭЛ}}$) и имитатора твэла ($\varepsilon_{k0}^{\text{ИМ}}$), что является необходимым требованием теплового моделирования твэлов.

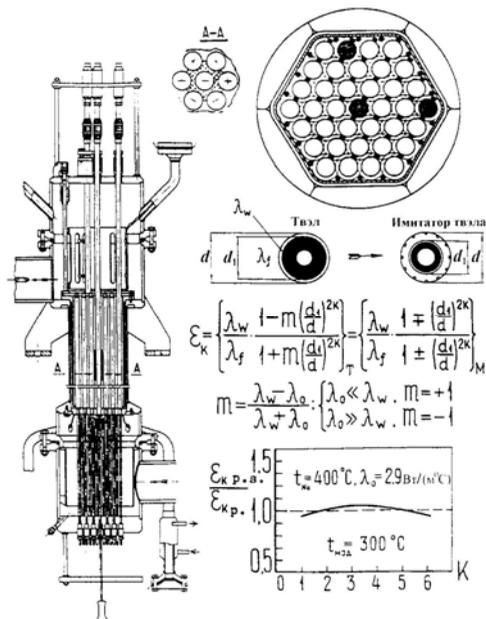


Рис. 1. Теплогидравлическая модель ТВС реактора и тепловое моделирование твэлов:

k – номер основной гармоники разложения температурного поля в ряд Фурье, $\epsilon_{k p}$ и $\epsilon_{k p.s}$ – параметры эквивалентной теплопроводности (моделирования) твэла и его имитатора

Эксперименты с модельными сборками активной зоны реактора БРЕСТ-ОД-300 проводятся на жидкометаллическом стенде, который состоит из трех контуров: первый контур – натрий-калиевый (эвтектический сплав 22%Na+78%K); второй – натриевый, третий – натрий-калиевый. Первый и второй контуры – основные. Они предназначены непосредственно для проведения опытов с моделями. Третий контур (вспомогательный) предназначен для охлаждения ловушек окислов жидкого металла первого и второго контуров.

Полученные данные обрабатываются в безразмерном виде и пересчитываются при условии работы реактора.

Литература

1. Субботин В.И. и др. Гидродинамика и теплообмен в атомных энергетических установках. М.: Атомиздат, 1975.

2. Жуков А.В. и др. Экспериментальное и расчетное моделирование теплообменных аппаратов, датчики, методики. Жидкометаллический стенд. Учебное пособие. – Обнинск: ИАТЭ, 1992.

Влияние эффекта Доплера второго порядка на распределение нейтронов

В. Кириченко, О. Коваленко, В. Леонов

*Харьковский национальный университет им. В.Н. Каразина
Харьков, Украина, kirichenko@pht.univer.kharkov.ua*

Интерес к проблеме распределения нейтронов по скоростям и, соответственно, энергиям дополнительно обозначился после обнародования планов создания новых подкритических сборок [1], разработки нового способа измерения гравитационного поля Земли с помощью пучка нейтронов [2], успехов в исследовании скоростного нагружения металлов с помощью нейтронной резонансной спектроскопии [3].

При анализе этих эффектов следует учитывать не только доплеровское уширение линий нейтронных спектров за счет эффекта Доплера первого порядка, но и возможное влияние на них эффекта Доплера второго порядка. В реакторах на тепловых нейтронах главной причиной появления этих эффектов можно считать изменение средней температуры всех компонент активной зоны. Традиционно разделяют эффекты на две компоненты: 1) первую, приводящую за счет изменения температуры к уширению пиков, (линейный эффект Доплера) и 2) обусловленную изменением температуры и ядерных сечений и приводящую к изменению спектра тепловых нейтронов (квадратичный эффект Доплера). Замедленные нейтроны являются тепловыми, подчиняются распределению Максвелла-Больцмана, спектр нейтронов имеет традиционный вид, пик распределения приходится на наиболее вероятную энергию.

Доплер-эффекты первого и второго порядка приводят к относительному изменению спектров тепловых нейтронов, образующихся в результате ядерных реакций (рис. 1). Влияние линейного эффекта более существенно, чем квадратичного. Это объясняется более высокой температурой

топлива, которая определяет поправку к энергии, по сравнению с температурой теплоносителя.

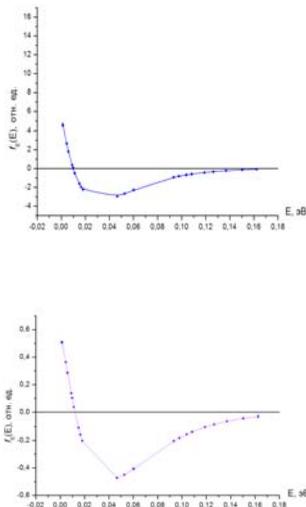


Рис.1. Относительное изменение распределения нейтронов с учетом линейного (вверху) и квадратичного (внизу) эффекта Доплера

Так как изменение ширины пиков является следствием изменения температуры топлива, а смещение спектра вызывается изменением температуры замедлителя, то в динамическом отношении (по времени запаздывания τ) эти эффекты значительно различаются.

Литература

1. Неклюдов И., Карнаухов И., Борц Б. Нейтронный источник, основанный на подкритической сборке, управляемой ускорителем./ III Семинар-совещание «Развитие атомной энергетики России и Украины – фактор устойчивого межгосударственного сотрудничества». (Москва, 19-20.10. 2010 г.).
2. Realization of a gravity-resonance-spectroscopy technique Nature Physics | Letter Nature Physics Volume:7,Pages:468–472.
3. Yuan V.W. e.a. Temperature of Shocked Materials. PHYSICS DIVISION Los Alamos National Laboratory/ 2007. p. 39-42.

Использование водородно-энергетического комплекса на АЭС с ВВЭР-1200 для получения дополнительной пиковой мощности

А.Г. Ильченко, А.Ю. Рябухов, Н.А. Лошилов

Ивановский государственный энергетический университет им. В. И. Ленина, г. Иваново, Россия

В свете начавшегося после кризиса подъема промышленного производства весьма важной задачей является покрытие диспетчерского графика в часы пиковых нагрузок. Одним из возможных путей ее решения является получение пиковой мощности на АЭС с использованием водородно-энергетического комплекса [1].

Существующие способы производства водорода базируются на использовании в качестве исходного сырья воды (электролиз, фотолиз и радиолиз), угля и природного газа (паровая и парокислородная конверсии), сероводорода (химическое и плазмохимическое разложение) и некоторых других веществ [2]. В условиях относительно низкого уровня температур рабочего цикла на АЭС с ВВЭР наиболее приемлемым представляется получение водорода путем электролиза воды.

Выработка пиковой электроэнергии на АЭС за счет водородного топлива может эффективно осуществляться при использовании водородного перегрева свежего пара и(или) промежуточного перегрева. Для этого высокотемпературный пар, полученный в результате сжигания водорода в кислородной или непосредственно паровой среде, смешивается со свежим паром из парогенераторов или с паром после цилиндра высокого давления турбины (после сепаратора), перегревая его, что способствует выработке дополнительной пиковой мощности.

В отличие от использования аккумуляторов тепла в схеме регенерации, при таком способе получения пиковой мощности практически снимается ограничение по пропускной способности проточной части турбины. Практически остаются только ограничения со стороны турбогенератора.

Водородный энергетический комплекс включает в себя электролизные установки, выпрямители для преобразования переменного электрического тока в постоянный (в составе электролизной установки), компрессорные агрегаты для компримирования газов до и после емкостей хранения, емкости хранения газов, узел водородного перегрева свежего пара паро-производящей установки АЭС. Хранение водорода и кислорода предполагается осуществлять в сжатом виде в специальных емкостях при давлении 3–7 МПа.

Расчеты тепловой схемы турбоустановки К-1200 показали, что при суммарном расходе водорода и кислорода 9 кг/с и мощности водородно-кислородного парогенератора 203 МВт температура свежего пара повышается до 306⁰С, а пиковая мощность ПТУ составляет 97 МВт. При водородном промежуточном перегреве она достигает 58 МВт. Однако температура перегрева в этом случае достигает 353⁰С, поэтому данный режим требует проверки лопаточного аппарата турбины на прочность и жаростойкость.

Технико-экономическое сравнение рассматриваемых вариантов со специализированной ГТУ показало, что производство пиковой электроэнергии с помощью ВЭК (при перегреве свежего пара) может быть выгодным, если цена органического топлива не превышает 2,4 руб/кг у. т. (табл. 1).

Таблица 1

Сопоставление приведенных затрат на ВЭК и ГТУ при различных ценах топлива

<i>Цена за килограмм условного топлива, руб/кг.</i>	<i>Удельные приведенные затраты в пиковую электроэнергию ВЭК, руб/кВт·ч</i>	<i>Удельные приведенные затраты в пиковую электроэнергию ГТУ, руб/кВт·ч</i>
1	2,73	3,95
2	4	4,3
3	5,27	4,65
4	6,55	5

Литература

1. Байрамов А.Н. Оценка эффективности водородных циклов на базе внепиковой электроэнергии АЭС/ Р.З. Аминов,

А.Н. Байрамов, О.В. Шацкова//Теплоэнергетика.– 2009. – №11. – С. 41 – 45.

2. Пономарев-Степной, Н.Н. Атомно-водородная энергетика/Н.Н. Пономарев-Степной, А.Я. Столяревский. – М.: Энергоатомиздат, 2004.

Интерактивная система по расчету изотопного состава и наведенной активности облученных материалов

А.В. Максимушкина, Ю.А. Коровин

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия

a.v.saenko@mail.ru, saenko.a.v@gmail.com

Интерактивная система SNT.1 представляет собой расчетный модуль и пользовательский графический интерфейс. Расчетный модуль реализован на языке программирования FORTRAN и служит для вычисления концентрации нуклидов после облучения и расчета активности в зависимости от времени охлаждения. Интерфейс, реализованный на C#, обеспечивает простой и понятный ввод необходимых данных и вывод результатов в удобной форме в виде графиков и таблиц, которые можно сохранять, переводить в другие форматы и открывать с помощью различных приложений (Word, Excel, MathCad и др.). Блок-схема системы представлена на рис. 1.

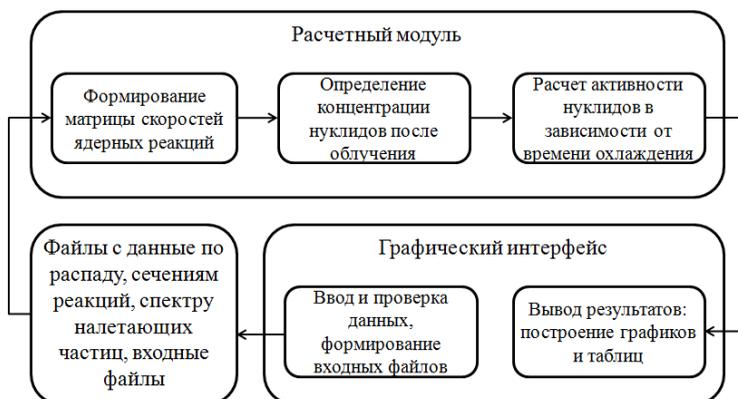


Рис.1. Блок-схема интерактивной системы SNT.1

С помощью интерактивной системы, описанной выше, был произведен расчет концентрации и активности

нуклидов, образующихся при облучении свинцово-висмутовой мишени (43.5% Pb, 56.5% Bi) протонами с энергией 575 МэВ при различных режимах облучения. На рисунке 2 представлены графики активностей для всех вариантов облучения.

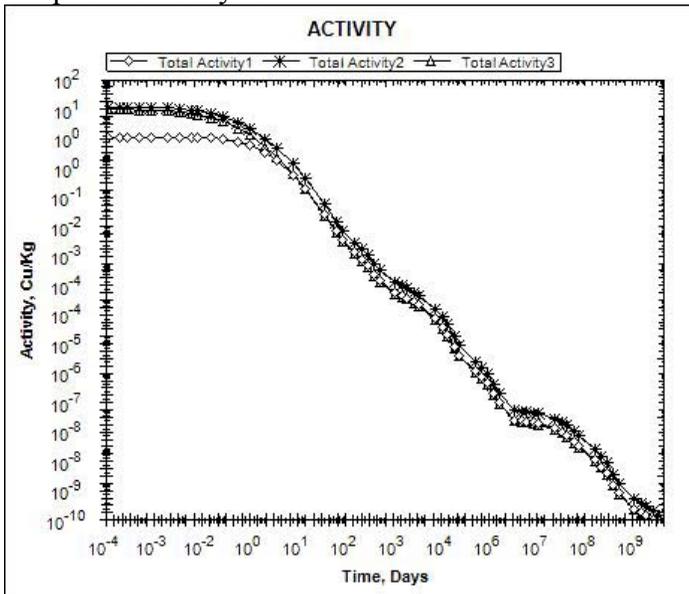


Рис.2. Графики активностей для различных вариантов облучения

Литература

1. Коровин Ю.А., Конобеев А.Ю., Переславцев П.Э. Программа для расчета изотопного состава и наведенной активности облученных материалов // ВАНТ, Серия: Ядерные Константы. – 1992. Вып. 3–4. – С. 117.
2. Артисюк В.В., Конобеев А.Ю., Коровин Ю.А., Переславцев П.Э. К вопросу об активности свинцовых и свинцово-висмутowych мишеней ЭЯУ// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1995. № 4. – С. 12.

Исследование образования водорода при взаимодействии металлических материалов с водой

В.К. Милинчук, А.С. Шилина, О.А. Ананьева

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»,

*Обнинский институт атомной энергетики, 249020, г.
Обнинск,
Калужская область, Студгородок, 1
e-mail: milinchuk@iate.obninsk.ru*

В докладе приведены результаты исследований физико-химических процессов образования водорода разложением воды металлическими материалами, проведенных на модельных гетерогенных гидрореакционных композициях, содержащих алюминий и кремнийсодержащие соединения [1 – 4]. Установлено, что в основе образования водорода в таких композициях лежат реакции гидролиза силикатов, активация алюминия путем удаления продуктами гидролиза пассивирующей оксидной поверхностной пленки, реакция окисления алюминия водой. Процесс образования водорода в таких композициях протекает в экзо- или эндотермическом режиме в зависимости от состава твердой и жидкой фаз, температуры, скорости поступления воды в химический реактор, степени минерализации воды. В композициях оптимального состава выход водорода достигает теоретически предельного значения – из 1 кг алюминия образуется 0.12 кг водорода. Рассмотрено влияние пассивирующих покрытий и химического состава водных сред на образование водорода при взаимодействии металлических материалов с водой. Обсуждается влияние этого канала образования водорода на безопасность АЭС.

Работа при финансовой поддержке государственного контракта, проект 14.740.11.0095.

Литература

1. Милинчук В.К., Мерков С.М. Способ получения водорода химическим разложением воды. Патент 2 314 253 РФ, 2008. Бюл. № 1, 2008.
2. Милинчук В.К., Мерков С.М. Гидрореакционная композиция для получения водорода. Патент 2 371 382 РФ, 2009. Бюл. № 30, 2009.

3. Милинчук В.К., Шилина А.С. Гетерогенная гидрореакционная композиция для получения водорода. Патент 2 417 157 РФ, 2011. Бюл. № 12, 2011.
4. Шилина А.С., Милинчук В.К. Физико – химические процессы получения водорода и адсорбента, соответствующие принципам «зеленой» химии//Международный научный журнал «Альтернативная энергетика и экология». – 2009. – № 10. – 10 – 14 с.

Синтез и свойства нового типа термостойкого наноструктурированного алюмосиликатного адсорбента

А.С. Шилина, В.К. Милинчук

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»,

Обнинский институт атомной энергетики, 249020, г. Обнинск,

Калужская область, Студгородок, 1

e-mail: milinchuk@iate.obninsk.ru

Сорбционные методы очистки водных и газовых сред широко применяются на АЭС, надводных и подводных судах с ядерными установками, многих промышленных объектах. Однако они не используются для очистки водных сред при высоких температурах из-за низкой термической стойкости широко используемых на АЭС ионообменных смол и перлита, у которых температурная граница применения лежит при 50°C. Применение таких термостойких сорбентов, как природные цеолиты, и ряда синтетических неорганических сорбентов ограничивается их высокой стоимостью и дефицитностью. Поэтому актуальным является создание новых термостойких недорогих сорбентов, которые обладают большими коэффициентами очистки при обработке воды без снижения температуры и потери тепла, что позволит упростить и снизить стоимость фильтрационных установок и технологических узлов АЭС. В ИАТЭ разработан новый способ синтеза недорогих наноструктурированных алюмосиликатных адсорбентов, которые обладают термической стойкостью до 700°C, высокой химической и радиационной стойкостью, удельной поверхностью ~1000

м²/г, сорбционной емкостью по отношению к катионам тяжелых металлов и радионуклидов ~100 – 2000 мг/г, высокой сорбционной способностью по отношению к коллоидно-дисперсным и грубодисперсным примесям в широком диапазоне рН, высокой скоростью очистки при использовании в фильтрационных колоннах [1 – 3]. При использовании такого типа сорбентов сохраняется аппаратное оформление, традиционно применяемое для очистки водных сред на АЭС.

Работа при финансовой поддержке государственного контракта, проект 14.740.11.0095.

Литература

1. Милинчук В.К., Шилина А.С. Способ получения алюмосиликатного адсорбента. Патент 2 402486 РФ, 2010. Бюл. № 30, 2010.
2. Шилина А.С., Милинчук В.К. Сорбционные свойства нового типа алюмосиликатного адсорбента//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – №.3. – с. 24 – 30.
3. Шилина А.С., Милинчук В.К. Физико – химические процессы получения водорода и адсорбента, соответствующие принципам «зеленой» химии. Международный научный журнал «Альтернативная энергетика и экология». –2009. – № 10. – с. 10 – 14.

Защита поверхности стали при использовании фреонов в АЭС типа «БРЕСТ»

Е.А. Орлова¹, В.В. Алексеев¹, В.Г. Жмурин¹, С.А. Загребаев¹, М.А. Орлов², Я.Н. Ширшов², Волов А.Н.¹, И.Ю. Торбенкова¹, П.И. Тычинский², М.С. Арсентьев³, Е.Ю. Прохорова³

¹Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, г. Обнинск

²Московский Государственный Университет имени М.В. Ломоносова, г. Москва

³Обнинский институт атомной энергетики Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ»
sodium@ippe.ru, тел 8(48439) 94234

При использовании перспективного фторосодержащего фреона в качестве теплоносителя во втором контуре

реакторных установок на быстрых нейтронах с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем существует возможность уменьшения стабильности фреона, находящегося в контакте со сталью теплообменного оборудования с повышенным содержанием кремния, и обеднения поверхности стали по кремнию вследствие образования газообразного соединения кремния с фтором SiF_4 . Для достижения тех же характеристик, что дает водяной пар, необходимо существенно более низкое давление фреона, чем давление водяного пара. Снижение рабочего давления повышает безопасность реакторной установки.

Для предотвращения взаимодействия кремния, содержащегося в стали, с фреоном предложен метод формирования на поверхности стали защитного покрытия из MgF_2 . Метод позволяет формировать фторидные покрытия на поверхности сталей ферритно-мартенситного и аустенитного классов.

Термодинамический расчет показал, что покрытия из фторида магния устойчивы в контакте с фреонами в интервале температуры $0\text{--}700^\circ\text{C}$, а реакция взаимодействия Mg и SiF_4 существенно смещена в сторону образования MgF_2 .

Экспериментальные исследования проводили на рабочем участке в герметичном боксе. Подали газ из при температуре дна рабочего участка внутри кремнефторида натрия РУ2 600°C (температура, зарегистрированная внешней термопарой на расстоянии $0,05\text{ м}$ от дна РУ2 доходила до 800°C). На поверхности образцов сталей X15H9C3Б1, 16X12ВМСФБР после выдержки образцов в контакте с магнием под давлением SiF_4 рентгеноструктурным анализом в кобальтовом излучении обнаружены линии основы стали, фторида магния (MgF_2) и дополнительно Mg_2Si на аустенитной стали, гравиметрический анализ показал увеличение массы образцов. Кинетика взаимодействия определялась кинетикой выделения SiF_4 .

Образцы сталей исследовали на растровом электронном микроскопе CamScan с применением метода рентгеноспектрального микроанализа (РСМА), за что авторы приносят благодарность С.Н. Бозину, А.В. Башкину. Вблизи поверхности образца на поперечном сечении покрытия толщиной $3\text{--}5\text{ мкм}$ обнаружены спектры магния и фтора в соотношении близком к стехиометрии MgF_2 , а также кремния

и кислорода в соотношении близком к стехиометрии SiO_2 . В точке, где внешний вид сечения образца соответствует поверхности стали, наоборот, обнаружены железо, хром и кремний в соотношении, близком к исходному составу стали. Таким образом, показана принципиальная возможность формирования защитного покрытия MgF_2 на сталях ферритно-мартенситного и аустенитного классов.

Поисковая научно-исследовательская работа проведена в рамках реализации ФЦП «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» на 2009–2013 гг.

**Методика оценки свойств внутренней самозащищенности
инновационных реакторов на примере
высокотемпературного реактора с твердым
теплоносителем ВРТТ и быстрого реактора
БРЕСТ-ОД-300**

Н.А. Пискунова

*Национальный исследовательский ядерный университет
«МИФИ», г. Москва, Россия*

В инновационных проектах ядерных реакторов большое внимание уделяется обеспечению безопасности за счет свойств внутренней самозащищенности (ССЗ), включающих в себя внутренние свойства безопасности и пассивные системы защиты. Требуется оценка степени реализации ССЗ в различных проектах реакторов, на основе которой можно судить о сильных и слабых сторонах проекта в части перспективных требований безопасности [1], о влиянии на уровень самозащищенности различных проектных решений, а также сравнить по этому показателю несколько проектов реакторов между собой.

Предлагаемая методика оценки ССЗ основана на классификации факторов внутренней опасности (ФО) ядерного реактора как особой технической системы и количественной оценке способности всех ССЗ, характерных для данного проекта, компенсировать последствия реализации каждого фактора внутренней опасности проектными пределами. Конкретная величина ФО определяется на основе технического анализа проекта и зависит от его специфических особенностей. Количественным критерием оценки служит доля от максимальной технической возможной опасности,

связанной с реализацией данного ФО, которая эффективно компенсируется ССЗ реактора.

Под ФО в методике понимается обобщенный способ возникновения аварий в реакторе, непосредственно связанный с изменением состояния одного из основных физических элементов активной зоны реактора: 1) топлива, 2) органов воздействия на реактивность, 3) замедлителя и 4) теплоносителя. Сделана следующая классификация ФО: ФО_{1.1} – изменение положения топливных элементов реактора; ФО_{1.2} – изменение концентрации нуклидов топлива; ФО₂ – изменение положения или состояния органов воздействия на реактивность;

ФО_{3.1} – изменение состояния замедлителя (не являющегося одновременно теплоносителем); ФО_{3.2} – попадание в активную зону замедляющих веществ; ФО_{4.1} – изменение параметров теплоносителя; ФО_{4.2} – потеря теплоносителя.

Для оценки ССЗ были выбраны два инновационных реактора с развитыми свойствами самозащищенности, но значительно отличающиеся по конструкции: проект высокотемпературного реактора с твердым теплоносителем ВРТТ [2] и быстрого реактора с естественной безопасностью БРЕСТ-ОД-300 [3]. Расчетные исследования динамических процессов, происходящих при реализации в реакторе различных ФО, проводились на основе моделей, созданных в среде программного комплекса МВТУ 3.4. При этом использовалось допущение несрабатывания активных систем защиты и невмешательства персонала в течение, по крайней мере, установленного для данной аварии периода отсрочки.

Результаты исследований показали, что в отношении разных ФО реакторы обладают различным уровнем самозащищенности. При этом несмотря на наличие пассивных систем защиты в реакторе БРЕСТ недостаточное обоснование их рабочих параметров не позволяет проекту реализовать заложенные в нем преимущества по ССЗ. В частности, оценка по ФО₂ показала, что ввод максимально возможного запаса реактивности, связанного со стержнями регулирования, в случае реактора ВРТТ полностью компенсируется внутренними свойствами безопасности с достаточным запасом на неопределенность результатов ($T_{\text{топ}}^{\text{пред}} = 1600^{\circ}\text{C}$), а для реактора БРЕСТ задействованные пассивные системы

защиты не обеспечивают необходимый запас ($T_{\text{топ}}^{\text{пред}} = 1300^{\circ}\text{C}$) (рис. 1). При вводе в активную зону БРЕСТ меньшей величины реактивности температура теплоносителя на выходе из активной зоны уже не достигает порога срабатывания пассивной системы ЦСОТ 680°C [3], в то время как температура на входе в парогенератор превышает допустимое значение 620°C . В результате оценка эффективности ССЗ для реактора БРЕСТ по данному ФО составила 36%, для ВРГТ – 98%.

Результаты оценки ССЗ реакторов по всем ФО могут быть представлены в виде «звездчатой» диаграммы с количественными отметками по осям эффективности ССЗ по каждому ФО, измеряемой в диапазоне от 0 до 100%.

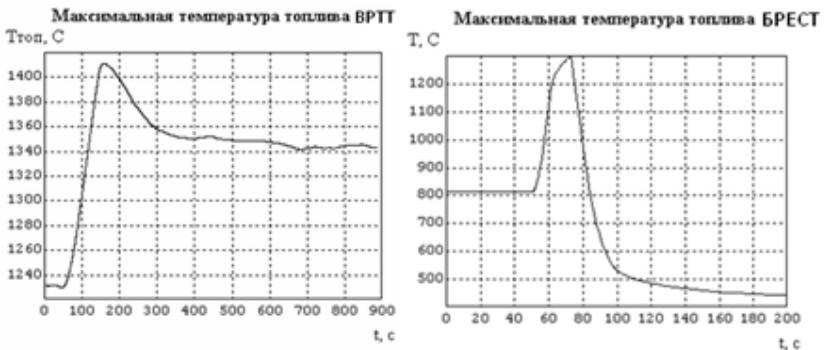


Рис. 1. Максимальная температура топлива в реакторах ВРГТ и БРЕСТ при вводе максимальной технической возможной реактивности стрежнями СУЗ (начало процесса 50 с)

Литература

1. Methodology for the Assessment of Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles. IAEA-TECDOC-1434, IAEA, Vienna, 2004.
2. Денискин В.П., Дмитриев А.М., Гаврилов П.М., Наливаев В.И и др. Концепция и особенности компоновки высокотемпературного ядерного реактора с твердым теплоносителем//Атомная энергия. – 2007. – т. 103. – вып. 3. – С. 156 – 161.

3. Орлов В.В., Смирнов В.С., Филин А.И., Сила-Новицкий А.Г. и др. Детерминистическая безопасность реакторов БРЕСТ/11th International Conference on Nuclear Engineering, Japan, April 20-23, 2003.

**Получение титанатных матриц, содержащих имитаторы
технеция и актинидов, методом
самораспространяющегося высокотемпературного синтеза**
С.С. Шулепов

*Федеральное государственное унитарное предприятие
«Государственный научный центр Российской Федерации –
Физико-энергетический институт имени А.И.Лейпунского»,
Обнинск, Россия
E-mail: shulepov_s@rambler.ru*

Цель работы – исследование возможности совместной иммобилизации радионуклидов технеция и актиноидов методом (СВС) в металлостеклокристаллические матричные материалы. СВС основан на самопроизвольном протекании экзотермических процессов твердофазного окисления металлов с образованием сложных оксидов – аналогов устойчивых природных минералов на основе цирконатов, алюминатов и титанатов [1].

Для обеспечения радиационной безопасности при проведении экспериментов был использован рений (в виде перрената калия) в качестве имитатора технеция-99; содержание Ln-An фракции моделировалось с помощью оксида самария Sm_2O_3 .

Выполнены расчетно-экспериментальные исследования по получению в режиме СВС металлостеклокристаллических матриц следующего состава: титанатный пирохлор, металлическая фаза, стекло. При проведении экспериментов варьировали следующие параметры: доля горючего в шихте, продолжительность существования расплава, степень изолированности реакционного сосуда от воздуха рабочей зоны. Образец, полученный в оптимальных условиях синтеза, был исследован методами рентген-дифрактометрического анализа и сканирующей электронной микроскопии. Установлено, что в результате протекающих при СВС окислительно-восстановительных реакций и процессов фазообразования формируется материал, который состоит из

стекла, частиц металлического сплава, содержащих весь введенный в образец рений, и кристаллических фаз, две из которых (титаносиликат самария и титанат самария) аккумулируют в своей структуре имитатор актиноидов и лантаноидов [2]. Поскольку элементы-имитаторы по своим химическим свойствам близки к целевым радионуклидам, можно ожидать, что при кондиционировании реальных ВАО компоненты фракции An-Ln-Tc также будут надежно фиксироваться в рассмотренных фазах.

Показано, что унос компонентов шихты в процессе синтеза матриц в максимально изолированном от воздуха рабочей зоны реакционном сосуде составляет 0,2–0,8 мас. %.

Таким образом, экспериментально показана принципиальная возможность использования металлостеклокристаллических матриц для совместной иммобилизации технеция-99 и An-Ln. Исследования в части регулирования фазового состава кристаллических титанатных новообразований, получаемых методом СВС, будут продолжены.

Литература

1. Коновалов Э.Е., Юдинцев С.В., Никонов Б.С. Иммобилизация высокоактивных отходов в минералоподобные материалы с применением СВС-процесса//Известия вузов. Ядерная энергетика. 2007.– №1.
2. Коновалов Э.Е., Мишевец Т.О., Шулепов С.С. и др. Иммобилизация технеция и актиноидов в металлокерамические матрицы в режиме СВС//Сб. док. Межотраслевого семинара «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в быстрых реакторах (Теплофизика-2010)» (Обнинск, 20–22 октября 2010 г.).– Обнинск: ФГУП «ГНЦ РФ - ФЭИ», 2010. – С.333-337.

ЯДЕРНОЕ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЕ

Подходы к оценке состояния системы физической защиты на ядерных объектах при осуществлении надзора

М.В. Иванов, Н.П. Петровский, С.Н. Телков, Г.Н. Пинчук
Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва.

Органом государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации, как и в других странах, применяется два подхода для подтверждения способности системы физической защиты (СФЗ) выполнять поставленные задачи: подход, основанный на оценке эффективности СФЗ и на анализе результатов инспекций СФЗ на ядерных объектах.

В настоящем докладе представлен анализ применяемых подходов, отмечены их достоинства и недостатки. Первый подход (основанный на оценке эффективности) позволяет с помощью вероятностных моделей и методик оценки эффективности получить «априорную» оценку состояния СФЗ. В докладе рассмотрены пути развития этого подхода: предлагается разработка общих рекомендаций к подготовке и содержанию отчетов по оценке эффективности СФЗ, сформулирована идея создания межведомственной методики для оценки эффективности СФЗ.

Второй подход (на основе анализа результатов инспекции) позволяет получить «апостериорную» фактическую оценку состояния СФЗ. В развитии этого подхода специалистами ФБУ «НТЦ ЯРБ» предложен новый методический подход, также представленный в настоящем докладе, для получения количественного показателя состояния системы физической защиты на ядерных объектах при проведении инспекции, согласно которому, состояние СФЗ оценивается состоянием структурных элементов, из которых она состоит. Для автоматизации процесса получения интегральных оценок состояния СФЗ разработано специальное программное обеспечение, позволяющее внедрить предложенный подход в инспекционную деятельность без существенных временных затрат на обучение и подготовку инспекторов Ростехнадзора.

Конверсия исследовательских установок как часть ядерного нераспространения

А.Г. Наймушин, Ю.Б. Чертков, А.К. Лиханов

*Национальный исследовательский Томский политехнический
университет, Томск, Россия*

agn@tpu.ru, тел.: 8 (3822) 41-89-02,

факс: 8 (3822) 41-89-01

Эксплуатация исследовательских реакторов неизбежно приводит к появлению рисков, которые связаны с топливом, требующимся для работы установки. С технической точки зрения следует рассматривать два пути:

- хищение высокообогащенного урана;
- производство плутония.

При анализе возможности конверсии активной зоны исследовательских ядерных реакторов следует внимательно подойти к изучению следующих вопросов:

- сохранение проектных параметров реактора и, в частности, требуемых величин потоков как тепловых, так и быстрых нейтронов в экспериментальных каналах исследовательской установки;
- обеспечение приемлемой глубины выгорания ядерного материала с точки зрения экономической целесообразности использования нового низкообогащенного топлива.

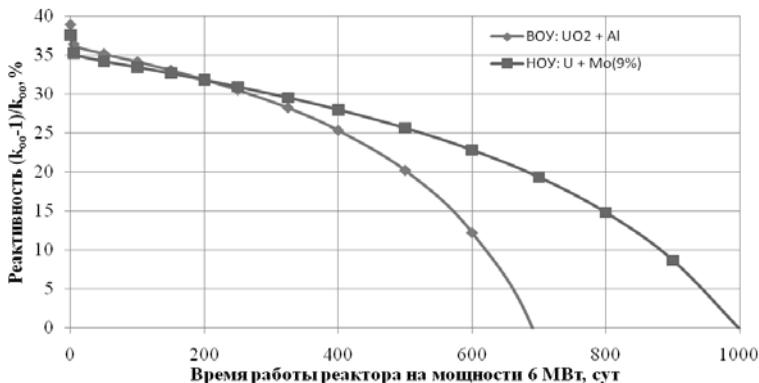


Рис.1. Результаты расчета размножающих свойств ТВС реактора типа ИРТ со штатным высокообогащенным топливом ($\text{UO}_2 + \text{Al}$) и топливом ($\text{U} + \text{Mo}$) с обогащением 19,8 %

Литература

1. Alexander Glaser: On the Proliferation Potential of Uranium Fuel for Research Reactors at Various Enrichment Levels. Science and Global Security, 2006, Volume 14, pp. 1-24.
2. Alexander Glaser: Neutronics calculations relevant to the conversion of research reactors to LEU fuel. Ph.D. Thesis,

Department of Physics, Darmstadt University of Technology, 2005.

3. Варлачев В.А., Гусаров О.Ф., Заболотнов С.А. и др. Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т. – Томск: Изд-во ТПУ, 2002. – 56 с.

4. Чертков Ю.Б., Иванов А.А., Наймушин А.Г. Температурные режимы работы твэлов реактора ИРТ-Т // Известия Томского политехнического университета. – 2010. – Т. 316. – № 4. – С. 19–22.

5. Наймушин А.Г., Чертков Ю.Б., Использование программы TRACE для создания теплогидравлической модели реактора ИРТ-Т // Известия Томского политехнического университета. – 2010. – Т. 317. – № 4. – С. 29–33.

Informational Database of Nuclear Nonproliferation

A. Trofimov, G. Pshakin and M. Silaev

Tomsk Polytechnic University, Tomsk, Russia

IATE, Obninsk, Russia

andrey.v.trofimov@gmail.com, Tel: +7-923-4032566

The amount of information covering the sphere of nuclear materials nonproliferation is huge nowadays. However there is no quality source of information that would include sufficient data on subject. Thus the idea of nuclear nonproliferation database was formed. The database includes materials both on English and Russian.

To begin with, a table of content was considered. It covers the following:

1. The appearance and development of nonproliferation problem, which, in it's turn, include a brief history of inventions in nuclear physics, most important countries' military nuclear programs and a prehistory of International Atomic Energy Agency (IAEA) establishment;
2. The IAEA establishment, aims and functions of IAEA, it's structure and current activities;
3. International safeguards from the first General Assembly resolution up to nonproliferation treaty (NPT), Additional Protocol and Nuclear Weapon Free Zones; Export control;

4. National and international law enforcement in nuclear energy area;
5. Principles of nuclear materials control and accountancy and physical protection of nuclear material;
6. Nuclear materials analysis methods both destructive and nondestructive with examples of practical application;
7. Global challenges of illicit trafficking and nuclear terrorism ;
8. Nuclear security culture;
9. Nonproliferation glossaries.

Further plans are to expand the database with self-check tests, links to other nonproliferation sites, general information about countries and their nuclear activity profiles.

Work would be interesting for students in nuclear education area and for specialists interested in methods and up-to-date nonproliferation regime.

References

1. Russian association of nuclear science and education, <http://www.ranse.ru/>

РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС

Land Use Management and Remediation of Contaminated Sites With the Use of Spatial Decision Support System

A. Babutski, V. Didenko, S. Gritsyuk, O. Mirzeabasov,
I. Pichugina and B.Yatsalo¹

IATE NRNU MEPhI, Obninsk, Russia

yatsalo@iate.obninsk.ru

Land use management problems require implementation of both spatial data analysis and multicriteria decision analysis. Contaminated site remediation, land suitability analysis, habitat site selection, and many other problems involve consideration not only various risk and cost criteria and constraints, but also different ecological, technological, socioeconomic and other objectives and stakeholders interests along with alternatives appropriate for land use management and revitalization of

contaminated or abandoned sites. Multicriteria decision analysis (MCDA) is at the core of approaches and site-specific decision support systems (DSS) for investigation of indicated problems. Up-to-date approaches to spatial data processing, analysis and presentation within investigation of environmental problems are based on implementation of GIS-technologies along with math models for examination of different scenarios and assessment of corresponding risk values and other criteria.

Approaches on implementation of all the main MCDA methods along with the basic GIS functions and math models within an original Web-based *Spatial DSS* will be presented. The case studies on multicriteria analysis of spatial alternatives (location problems, remediation of contaminated territories, and others) will be discussed. This work is carried out within the Federal Goal Program (Cybernetics).

Оценка влияния Ростовской АЭС на онкозаболеваемость жителей г. Волгодонска

М.Г. Баклыкова

*Волгодонский инженерно-технический институт – филиал
Национального исследовательского ядерного университета
«Московский инженерно-физический институт»
E-mail: oranjevaya_masha@mail.ru*

Ростовская АЭС располагается на берегу Цимлянского водохранилища, являющегося важным объектом водопользования и источником рыбных ресурсов, в 13,5 км от г. Волгодонска со 170 тыс. населения. Месторасположение АЭС предопределяет большое внимание к экологическим аспектам ее работы со стороны значительного числа населения и большую ответственность работников АЭС за сохранение безопасности её эксплуатации.

Большинство нарушений здоровья, которые связывают с влиянием АЭС, не являются специфическими только для радиации, а могут быть вызваны другими причинами, в том числе и другими факторами среды. Поэтому связь этих видов поражения с дополнительным облучением организма должна быть доказана.

В качестве показателя негативного влияния Ростовской АЭС на здоровье населения г. Волгодонска была выбрана

онкозаболеваемость в связи с тем, что именно с этим заболеванием у многих жителей города и региона связаны серьезные опасения. Поэтому был определен индивидуальный риск злокачественных новообразований для населения г. Волгодонска, связанный с дополнительной дозой облучения от Ростовской АЭС. Результаты свидетельствуют как о крайне низких значениях индивидуального риска, так и для населения города в целом.

При проведении исследований были использованы информация ФГУЗ «Центр гигиены и эпидемиологии в Ростовской области» (ФГУЗ ЦГЭ), Ростовского НИИ онкологии. ФГУЗ ЦГЭ обычно проводит сравнение показателей с предыдущим годом, отмечая их рост или снижение в процентах. Для того чтобы представить более общую картину динамики онкологической заболеваемости населения, был проведен анализ этого показателя с 1992 г. по 2009 г.

Поскольку первый энергоблок Ростовской АЭС был запущен в промышленную эксплуатацию в 2001 г., для определения изменений в динамике рассматриваемого показателя был выполнен анализ данных до и после пуска АЭС, получены модели динамики онкозаболеваемости населения г. Волгодонска. Сравнение полученных математических зависимостей между собой позволяет сделать вывод о том, что тенденция увеличения канцерогенеза, наблюдающаяся у населения г. Волгодонска, вызвана причинами, действие которых на жителей города началось гораздо раньше запуска АЭС в эксплуатацию.

Известно, что злокачественные новообразования (ЗН) вызываются многими причинами: особенностями питания, курением, инфекциями, химическим загрязнением окружающей среды. Поэтому для сравнения были проанализированы аналогичные данные по г. Азов. Выбор был обусловлен тем, что Азов находится достаточно далеко от Ростовской АЭС, т. е. вне зоны ее «влияния». Оказалось, что в г. Азов тоже наблюдается рост количества заболевших злокачественными новообразованиями. Это позволяет сделать вывод о том, что даже без атомной станции увеличивается число ЗН на территориях со сложной экологической обстановкой.

Существующий разброс данных за отдельные годы и вероятность проявления заболевания ЗН спустя длительное время после воздействия, провоцирующего его, делает малоэффективным при анализе информации прямое сопоставление значения показателей за 2–3 последующих года. Более информативным является анализ соответствующих трендов с учетом статистических свойств данных.

Литература

1. Барсуков О. А., Барсуков К. А. Радиационная экология. –М.: Научный мир, 2003. – 253 с.
2. Холл Э. Дж. Радиация и жизнь/ пер. с англ. – М.: Медицина, 1989. – 256 с.

Спектр гамма-излучения отработанного ядерного топлива реактора ВВЭР-1000

П.А. Блохин, Е.Ф. Митенкова

*Институт проблем безопасного развития
атомной энергетики РАН, Москва
pavelrzd@gmail.com, Tel:8(906)506-24-82*

Для практических расчетов гамма-излучения смеси радионуклидов необходимы ядерные данные об индивидуальных спектрах гамма-излучений, сопровождающих радиоактивный распад радионуклидов. Современными версиями этих данных являются библиотеки оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.0 и JEFF-3.1.1 [1,2]. В данной работе представлены результаты формирования спектра гамма-излучения с помощью комплекса специализированных процедур по обработке, анализу и компиляции данных радиационных характеристик из файлов оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.0 и JEFF-3.1.1. На примере отработанного до 61.1 МВт*сут/кг топлива в реакторе ВВЭР-1000 проанализированы различия в гамма-спектрах, подготовленных на базе ядерных данных ENDF-VII.0 и JEFF-3.1.1, для разных времен выдержки.

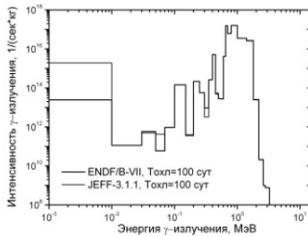


Рис.1. Сравнение выхода гамма-излучения на моменты времени 100 дней для ENDF/B-VII.0 и JEFF-3.1.1

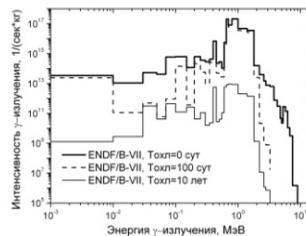


Рис.2. Сравнение выхода гамма-излучения на различные времена охлаждения для ENDF/B-VII.0

Литература

1. Chadwick M.B., Oblozinsky P., Herman M. et al.: "ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology," Nucl. Data Sheets, 102, p.2931 (2006). (See: <http://www.nndc.bnl.gov>).
2. Santamarina A. (Ed), Bernard D., Rugama Y. "The JEFF-3.1.1 Nuclear Data Library," JEFF Report 22 (2009). (See: <http://www.oecd-nea.fr>).

Исследование тепловой нагрузки Ростовской АЭС на Цимлянское водохранилище

И.А. Бубликова

*Волгодонский инженерно-технический институт – филиал
Национального исследовательского ядерного университета
«Московский инженерно-физический институт»,*

г. Волгодонск, Россия

E-mail: IAublikova@mephi.ru

Водоем-охладитель (ВО) Ростовской АЭС создан путем отсечения фильтрующей плотиной прибрежного участка Цимлянского водохранилища (ЦВ). Поддержанием в ВО более высокого уровня воды, чем в ЦВ, обеспечивается постоянное поступление в водохранилище воды, фильтрующейся из ВО. Таким образом создается возможность управления состоянием водоема-охладителя. Но при этом существует возможность поступления загрязнений, в том числе и теплового, в ЦВ из ВО с фильтрующейся водой.

При обсуждении экологических аспектов эксплуатации Ростовской АЭС проблемы, существующие в экосистеме Цимлянского водохранилища, неоднократно связывали с влиянием атомной станции. В мощном развитии синезеленых водорослей, «цветении» водохранилища неоднократно обвинялась АЭС и ее тепловое воздействие. В связи с этим исследование тепловой нагрузки РоАЭС на Цимлянское водохранилище является актуальным.

Для оценки уровня тепловой нагрузки ВО на ЦВ был выполнен статистический анализ превышения температуры воды в ВО аналогичного показателя в ЦВ в непосредственной близости от разделяющей эти водоемы плотины за период 2006–2009 гг. При этом данные, относящиеся к периоду планово-предупредительного ремонта, были исключены из рассмотрения [1–4].

Для определения значимости теплового влияния Ростовской АЭС на Цимлянское водохранилище было выполнено сравнение температуры воды в водохранилище в рассматриваемые годы с результатами многолетних наблюдений за ЦВ [5].

Результаты контроля температуры воды Цимлянского водохранилища, полученные ФГУ «Управление водными ресурсами Цимлянского водохранилища» в районе расположения Ростовской АЭС, не противоречат данным приведенным в [1 – 4].

Для определения факторов, влияющих на температуру воды в ЦВ в непосредственной близости от плотины, отделяющей ВО от ЦВ, был использован регрессионно-корреляционный анализ данных гидрометеорологического мониторинга [1–4].

По итогам выполненной работы можно сделать следующие выводы

1. Превышение средней температуры воды в Цимлянском водохранилище в период 2006–2009 гг. средних многолетних значений [5] составляет менее 1,5 °С, а летом – в пределах 1°С.
2. Установлено, что наиболее мощное и определяющее влияние на температуру воды Цимлянского водохранилища и водоема-охладителя оказывает температура воздуха.
3. Несмотря на то, что большую часть времени температура воды в ВО выше, чем в ЦВ, говорить об однозначном влиянии

тепловых сбросов АЭС на повышение температуры ЦВ нельзя.

4. Целесообразно дальнейшее развитие исследований с более детальным анализом влияния перечисленных факторов, в том числе с учетом погрешностей анализируемых параметров и привлечение данных о тепловой нагрузке АЭС в различные периоды времени.

Литература

1. Ростовская АЭС. Технический отчет «О натуральных гидрометеорологических наблюдениях за 2006 год». – ОАО «НИАЭП», 2007. – 96 с.
2. Ростовская АЭС. Технический отчет «О натуральных гидрометеорологических наблюдениях за 2007 год». – ОАО «НИАЭП», 2008. – 106 с.
3. Ростовская АЭС. Технический отчет «О натуральных гидрометеорологических наблюдениях за 2008 год». – ОАО «НИАЭП», 2009. – 109 с.
4. Ростовская АЭС. Технический отчет «О натуральных гидрометеорологических наблюдениях за 2009 год». – ОАО «НИАЭП», 2010. – 113 с.
5. Цимлянское, водораздельные и Маньчское водохранилища. Гидрометеорологический режим озер и водохранилищ СССР. – Л.: Гидрометеиздат, 1977. – 204 с.

Развитие децентрализованных систем радиационного контроля

А.С. Гордеев, А.Б. Комиссаров, И.И. Черкашин
ОАО «СНИИП», г. Москва
gordeev@sniip.ru, Tel: +7(499) 198 93 45

Автоматизированная система радиационного контроля (АСРК) является одним из основных компонентов системы управления технологическим процессом радиационно-опасных предприятий включая АЭС [1].

В последние годы в связи с развитием элементной базы блоков и устройств детектирования ионизирующих излучений, в проектах строящихся АЭС и при модернизации действующих АСРК отмечается полный или частичный переход от традиционной централизованной структуры построения системы к децентрализованной.

Децентрализованная структура позволяет выполнять все математические операции, связанные со сбором информации с первичных измерительных преобразователей, ее преобразованием, накоплением и передачей в аппаратуру верхнего иерархического уровня, на уровне блоков и устройств детектирования с различными временными циклами измерений и с разной периодичностью. При построении АСРК по децентрализованной структуре измерительные каналы, входящие в состав системы, допускают проведение независимого технического обслуживания, проверки, диагностирования неисправностей и ремонта, а также при достаточном резервировании линий связи и питания повышается надежность АСРК в целом [1–6]. В настоящее время на рынке оборудования для АЭС представлены приборы и комплекты технических средств радиационного контроля, разработанные для построения АСРК по децентрализованной или гибридной схеме (с сохранением в составе системы элементов, выполненных по централизованной структурной схеме). Среди предприятий-изготовителей данных изделий можно выделить ОАО «СНИИП», ООО НПП «Доза», ЗАО «КБ «Проминжиниринг», ООО НПП «РАДИКО», ФГУП «Приборостроительный завод» и др. [5]. При этом ни одно из этих предприятий не в состоянии предложить готовое и опробованное в условиях АЭС законченное решение в виде децентрализованной АСРК, полностью укомплектованной аппаратурой собственного дизайна, удовлетворяющей требованиям действующих нормативно-технических документов.

С учетом вышеизложенного развитие децентрализованных систем радиационного контроля должно быть реализовано по двум основным направлениям: универсализации технической платформы измерительных каналов и наращивании линейки программно-аппаратных средств, необходимых и достаточных для построения АСРК объектов с различной спецификой, в том числе АЭС с реакторами ВВЭР, РБМК и БН.

Под универсализацией технической платформы понимается создание минимального комплекта оборудования и программного обеспечения, с помощью которого могут быть выполнены измерения всех без исключения регламентных физических величин, характеризующих уровни

ионизирующих излучений различного происхождения. Данный комплект должен быть обеспечен методически, включая конфигурирование и метрологическое подтверждение измерительных функций.

Технические средства перспективных АСРК целесообразно выполнять на единой элементной базе, с использованием унифицированных взаимозаменяемых узлов и блоков, с использованием стандартных согласованных интерфейсов и правил обмена данными, а также использовать в качестве средств реализации элементов внутри системы ограниченного числа единообразных языков высокого уровня и средств разработки, ориентированных на определенную операционную систему реального времени.

Для построения децентрализованной АСРК нового поколения необходимо выполнить модернизацию первичных измерительных преобразователей, разработать по-настоящему универсальную аппаратуру промежуточной обработки информации и доработать прикладное программное обеспечение.

Литература

1. Гордеев А.С., Горн Л.С., Ильин Б.А., Комиссаров А.Б., Хазанов Б.И. Комплект технических средств на базе интеллектуальных устройств детектирования для систем радиационного контроля на ядерно-опасных объектах/ Материалы VIII Международной конференции «Безопасность ядерных технологий: экономика безопасности и обращение с источниками ионизирующих излучений». – Спб., 2005. – С.158-167.
2. Кудинович А.С., Денисов Д.В., Гордеев А.С., Комиссаров А.Б. Интеллектуализация устройств детектирования для систем радиационного контроля с использованием микроконтроллеров//«Ядерные измерительно-информационные технологии» . –2006. – № 4. – С. 47-51.
3. Денисов Д.В., Гордеев А.С., Комиссаров А.Б., Кудинович А.С. Функции производительных микроконтроллеров в составе современных интеллектуальных устройств детектирования ионизирующих излучений/ Материалы Международной конференции «АТОМТРАНС-2006» . – Спб., 2006. – С. 229-232.

4. Гордеев А.С. Состав и структура СРК «Яблоня»/ Материалы отраслевой научно-технической конференции «Технология и автоматизация атомной энергетики и промышленности» .– Северск: Изд. СГТА, 2007.– С. 36.
5. Гордеев А.С., Комиссаров А.Б., Черкашин И.И. Двухуровневые системы радиационного контроля/ Сборник тезисов докладов X Международной конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров-2007» .– Обнинск: ИАТЭ, 2007.– С. 154.
6. Гордеев А.С. Комплект технических средств контроля радиационной обстановки «Яблоня»/ Сборник докладов отраслевой конференции «Ядерное приборостроение-2007» .– М.: СНИИП, 2007.– С. 9-17.

**Обоснование применения метода электрофизического
воздействия на дисперсную среду в устройствах
фльтрации газовых сред от ультрадисперсных аэрозолей
различного происхождения**

А.Г. Гришин, И.В. Ягодкин, П.Н. Мартынов,
А.М. Посажеников, В.П. Мельников
ФГУП «ГНЦ РФ - ФЭИ», Обнинск, Россия

Развитие фильтрующих материалов достигло своего предела. Оно шло по пути уменьшения размера фильтрующих волокон. Сегодня дальнейшее уменьшение размера волокон становится экономически невыгодным дорогостоящим мероприятием. Можно нарастить «нанонити» на волокнах фильтрующего материала, но пока не существует технологий, которые позволили бы сделать это в промышленных масштабах и по конкурентной цене с уже используемыми высокоэффективными фильтрующими материалами. В связи с этим актуальна проблема поиска других путей развития фильтрации не за счет уменьшения размеров волокон фильтрующего материала, а за счет изменения свойств фильтруемой среды, воздействуя на нее различными методами.

Существует огромное количество методов очистки аэрозолей использующих различные воздействия на очищаемую среду: механическая очистка газов, включающая в себя сухие и мокрые методы (гравитационное осаждение, инерционное

осаждение, центробежные методы очистки газов, насадочные скрубберы, скрубберы Вентури, центробежные скрубберы), электростатическая очистка газов, но не один из перечисленных методов не подходит для улавливания наноразмерных аэрозольных частиц. Для улавливания наноразмерных аэрозольных частиц предлагается использовать метод электрофизического воздействия на дисперсную среду с последующим улавливанием наноаэрозольных частиц на высокоэффективном фильтроматериале.

Метод электрофизического воздействия на дисперсную среду основан на создании заряда на частицах с целью их последующего более эффективного улавливания высокопористой фильтрующей средой.

На базе испытательного стенда на кафедре Техники и электрофизики высоких напряжений Московского энергетического института (технический университет) при участии сотрудников данной кафедры Роддатиса В.К. и Темникова А.Г. были проведены экспериментальные исследования влияния аэроионизации на эффективность улавливание аэрозольных частиц диаметром 0,2-0,3 мкм «грубым» фильтрующим материалом (класс G2), в ходе которых определены оптимальные характеристики электродной и фильтрующей системы, при которых может быть обеспечено эффективное улавливание аэрозольных частиц из воздушного потока. Максимальная эффективность обеспечивается фильтрующей системой состоящей из полиэфирного фильтроматериала, металлической сетки и металлической сетки, в которой последовательным расположением диэлектрических и проводящих элементов достигается возможность задействовать максимальное количество физических механизмов захвата заряженных аэрозольных частиц.

Проведенные экспериментальные исследования показали положительный результат применения аэроионизации, за счет чего удалось увеличить эффективность улавливания аэрозольных частиц диаметром 0,2–0,3 мкм на «грубом» фильтроматериале класса G2 (ГОСТ Р 51215-99) с 3–5% до 90–95%, а частиц диаметром более 0,5 мкм с 25% до 99,99%.

Полученные результаты показали эффективность применения аэроионизации для улавливания аэрозольных частиц диаметром 0,2–0,3 мкм. При подборе оптимальных параметров, влияющих на эффективность улавливания аэрозолей из воздушного потока, при использовании аэроионизации можно добиться улавливания наноразмерных аэрозольных частиц из воздушного потока.

Тепловое воздействие Ростовской АЭС на окружающую среду города Волгодонска

М.В. Гуляев, Е.И. Шаврак

Волгодонский инженерно-технический институт – филиал

НИЯУ «МИФИ»

o-yamaika-o@list.ru , Тел.:+7 86392 47617

Одним из наиболее крупных техногенных источников теплового загрязнения города Волгодонска является расположенная в его 30-километровой зоне Ростовская атомная станция (РоАЭС), начавшая выработку электроэнергии в 2001 году. В настоящее время на РоАЭС действует два энергоблока общей тепловой мощностью 6000 МВт, планируется строительство еще нескольких блоков.

Цель данной работы – установить, влияла ли РоАЭС на окружающую среду города Волгодонска в 2001–2010 гг. Для установления особенностей влияния РоАЭС на город Волгодонск рассматривались климатические режимы четырех метеостанций юга России (Цимлянск, Калач-на-Дону, Ростов, Таганрог).

В ходе работы было установлено, что тепловое воздействие РоАЭС на окружающую среду города Волгодонска в 2001–2010 гг. было незначительным.

Литература:

1. Ростовская АЭС. Энергоблоки 1 – 4. Оценка воздействия на окружающую среду. Н. Новгород: ОАО «НИАЭП», 2008 г.
2. Атомные электрические станции / Под ред. Л. М. Воронина. М.: Энергия, 1977.
3. АЭС с ВВЭР: режимы, характеристики, эффективность / Р.З. Аминов, В.А. Хрусталева, А.С. Духовенский, А.И. Осадчий. – М.: Энергоатомиздат, 1990.

Анализ проблемы оценки взаимодействия водоема-охладителя АЭС и окружающей природной среды

Г.К. Игнатенко, С.Ю. Лубенская

*Национальный исследовательский университет атомной
энергетики (ОИАТЭ), г. Обнинск, Россия
igkobninsk@mail.ru, Тел.:+84843937212*

Развитие ядерного энергетического комплекса в стране неотъемлемо взаимосвязано с использованием водных ресурсов. Основными источниками таких ресурсов в Российской Федерации являются речной сток, озера и морские акватории. Водоемы-охладители АЭС рассматриваются как одни из наиболее важных и значимых объектов в потреблении водных ресурсов. В России в настоящее время эксплуатируется более десяти водоемов-охладителей, площадь зеркала водоемов, например, для Смоленской АЭС составляет 42,2 км.кв., для Балаковской – 26 км.кв., для Волгодонской – 18 км.кв., для Курской – около 21,5 км.кв. Наличие водоемов-охладителей в пространственных пределах водных геосистем вносит определенные изменения в естественные процессы взаимодействия природных (биотических и абиотических) компонентов. Характер изменений и их направленность имеют большое значение для окружающей природной среды, эффективности производства и процессов жизнедеятельности населения в зоне действия водоемов-охладителей.

Оценка изменений, происходящих в окружающей среде в процессе формирования и установившихся при эксплуатации водоема-охладителя АЭС, имеет важное научное и практическое значение. Одним из новых и перспективных подходов в оценке воздействия водоемов на окружающую природную среду и жизненно важных интересов человека (эффективность работы АЭС и воздействия на ОС) является принцип анализа обмена энергией, который базируется на законах природы, принципах устойчивого функционирования природно-технических систем. Такой подход в оценке воздействия водоема-охладителя на окружающую природную среду более обоснованно в количественном и качественном виде отражает происходящие изменения, обуславливает

системное понимание процессов функционирования природно-технических систем.

Природно-техническая система «Водоем – окружающая природная среда» рассматривается как целостная динамичная открытая устойчиво-неравновесная система, имеющая как внутренние, так и внешние связи в пространственных пределах бассейновой геосистемы водного объекта.

Функционирование водоема-охладителя во взаимосвязи с окружающей природной средой обуславливает подчинение законам сохранения тенденции изменения и законам сохранения, которые относятся ко второму закону термодинамики (закон роста энтропии) и законам сохранения энергии и мощности. Следовательно, в процессах взаимодействия природных и техногенных компонентов системы «Водоем – окружающая природная среда» объединяющим началом может рассматриваться закон сохранения мощности, который может быть использован в разработке энергоэнтропийного подхода оценки воздействия водоема на окружающую природную среду. Уровень воздействия водоема-охладителя на окружающую природную среду обуславливает экологическую безопасность, что и определяет актуальность данной работы.

Изучение вопроса оценки взаимодействия водоема-охладителя АЭС и окружающей среды позволили сделать следующие выводы

1. На основе анализа современных методологических подходов к оценке воздействия техногенных компонентов на окружающую природную среду установлено, что существующая практика природоохранной деятельности основывается на нормировании воздействий и прогнозе изменения природных компонентов.

2. Установлено, что при проектировании и эксплуатации водоемов-охладителей АЭС недостаточно полно используются термодинамический и системный подход к целостному рассмотрению системы «Водоем-охладитель – окружающая природная среда».

3. Установлены факторы влияния водоема-охладителя АЭС на окружающую природную среду, причины, повлекшие изменения ситуаций при формировании водоема-охладителя АЭС при взаимодействии с окружающей средой, которые

сказываются на производительности АЭС, климатических условиях в регионе и чрезвычайных условиях при эксплуатации всего энергетического комплекса АЭС.

Закономерности загрязнения почв техногенными радионуклидами в районе размещения хранилища радиоактивных отходов

Г.В. Лаврентьева¹, О.А. Момот¹, Б.И. Сынзыныс¹, Г.В. Козьмин²

¹ – Обнинский институт атомной энергетики – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», Обнинск, Россия

² – ВНИИСХРАЭ

В настоящее время в окружающей среде присутствуют техногенные радионуклиды, основными источниками которых явились АЭС и другие предприятия полного ядерно-топливного цикла, хранилища радиоактивных отходов, а также испытательные ядерные взрывы. Из числа радионуклидов, генерируемых антропогенной деятельностью, многие представляют опасность для биоты и человека. В первую очередь, это средне- и долгоживущие радиоактивные изотопы Sr и Cs. Неконтролируемое поступление в окружающую среду искусственных радионуклидов может привести к повышению радиационного фона и формированию техногенных радиоактивных аномалий различного генезиса. Опасные для биоты техногенные радиоактивные аномалии отличаются рядом особенностей. Обычно они имеют длительное время существования благодаря присутствию в них долгоживущих изотопов и ограниченным возможностям ликвидации радиоактивного источника по техническим причинам и вследствие произошедшей миграции радионуклидов в природных средах.

Настоящая работа посвящена изучению закономерностей загрязнения почв техногенными радионуклидами в районе размещения хранилища радиоактивных отходов (РАО), принадлежащего ГНЦ РФ - ФЭИ им. А.И. Лейпунского. Нами продолжены экспериментальные работы кафедры экологии, выполненные в период с 2004 по 2007 гг. по мониторингу ⁹⁰Sr и ¹³⁷Cs в районе сформированной радиоактивной

геохимической аномалии. Для изучения динамики изменения удельных активностей радионуклидов в почве были использованы ранее заложенные профили по линии наибольшего уклона второй надпойменной террасы р. Протва в пределах территории хранилища и за ее пределами [1].

Проведенные измерения удельных активностей естественных и техногенных радионуклидов ^{40}K , ^{226}Ra , ^{232}Th , ^{90}Sr и ^{137}Cs в пробах почв позволили установить следующее. Ранее установленные и описанной в работе [1] общие закономерности радиоактивного загрязнения сохраняются. Формирование радиоактивной литохимической аномалии на территории хранилища и за его пределами обусловлено ^{90}Sr и ^{137}Cs . При этом необходимо отметить значительную неравномерность загрязнения почвенного покрова ^{90}Sr (от десятков до 860 Бк/кг) в точках основного стока поверхностных и грунтовых вод с территории хранилища. Уточнен участок локализации ^{90}Sr , где содержание в почве данного радионуклида превышает 1 кБк/кг. Загрязнение территории техногенным радионуклидом ^{137}Cs также отличается значительной неравномерностью. Повышенное содержание ^{137}Cs , составляющее превышение фонового значения в 7–8 раз, обнаружено на двух узколокальных участках предполагаемого поступления радионуклидов в окружающую среду. Если провести сравнение полученных нами значений концентраций радионуклидов с результатами измерений, проведенных в 2005 г., то наблюдается уменьшение удельной активности ^{90}Sr и увеличение удельной активности ^{137}Cs . В целом следует отметить, что общие закономерности радиоактивного загрязнения территории сохраняются. Различия в содержании радиоцезия и радиостронция, по всей видимости, обусловлены возможностью незначительного вторичного радиоактивного загрязнения с поверхностным и внутрипочвенным стоком, а также принципиально разными механизмами фиксации ^{90}Sr и ^{137}Cs почвенными компонентами.

Литература

1. Васильева А.Н., Г.В. Козьмин, Латынова Н.Е., Старков О.В., Вайзер В.И. Общие закономерности загрязнения геосистем в районе размещения регионального хранилища

Оценка радиационного риска при воздействии бета-излучения трития в когортах населения и профессионалов-атомщиков

О.А. Момот¹, Б.И. Сынзыныс¹, Т.И. Хаймович²,
Е.П. Лобкаева², Г.В. Козьмин³

¹ – *Обнинский институт атомной энергетики – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», Обнинск, Российская Федерация, momot@iate.obninsk.ru, Tel/Fax: +7 48439 37212*

² – *Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики, Саров, Российская Федерация*

³ – *Всероссийский научно-исследовательский институт сельскохозяйственной радиологии и агроэкологии, Обнинск, Российская Федерация*

Необходимость контроля трития в природных средах возникла в 1952 г. с момента первого термоядерного взрыва. Глобальная распространенность трития, относительно большой период полураспада, более высокая биологическая активность, чем у большинства бета-излучателей делают его биологически значимым как в настоящее время, так и на перспективу. Подходов к оценке опасности трития для человека и биоты практически не существует. В данном докладе предлагается характеризовать опасность трития для людей, контактирующих с ними в разных ситуациях (при употреблении загрязненных подземных вод (г. Обнинск) или в профессиональных условиях (г. Саров)) с помощью методологии оценки радиационного риска.

Цель работы: разработка метода оценки радиационного риска при действии бета-излучения трития у различных когорт населения и профессионалов.

С учетом источника питьевой воды, моделей миграции трития в водоносном горизонте, числа потребителей воды были сформированы четыре когорты населения: две группы дачников, использующих воду из разных родников, работники

ядерного предприятия (ГНЦ РФ – ФЭИ) и все остальное население города. Они употребляли воду с различным содержанием трития: 17 Бк/л (1000 чел.), 109 Бк/л (100 чел.), 425 Бк/л (4600 чел.) и 67 Бк/л (100200 чел.).

Для определения поглощенной дозы D_{β} при хроническом поступлении радионуклида была выбрана однокамерная модель переноса и распределения трития в организме человека. В соответствии с этим было получено уравнение зависимости поглощенной дозы от времени.

С учетом факторов экспозиции были рассчитаны поглощенные, эффективные и коллективные дозы облучения людей: E составила $0,44 \div 3,74$ мкЗв/год; S от $2,84 \cdot 10^{-4}$ до $15 \cdot 10^{-2}$ чел.-Зв/год. Величина дозы E , полученная каждым человеком в течение года составляет от 0,04. до 0,37 % от норматива для населения (1 мЗв/год). Следовательно, величина внутреннего облучения человека от действия излучения трития незначительна. Однако мы имеем дело с малыми дозами, действие которых имеет аномальный характер. Поэтому в соответствии с рекомендациями МКРЗ (Публикация 103) был рассчитан риск дополнительных случаев смерти от действия трития в составе питьевой воды. Для разных категорий населения индивидуальный пожизненный риск составил: для рака от $2,4 \cdot 10^{-8}$ до $2,1 \cdot 10^{-7}$; для наследственных эффектов – $8,8 \cdot 10^{-9}$ до $7,8 \cdot 10^{-8}$. Эти результаты находятся ниже предельного индивидуального пожизненного риска для России – $5,0 \cdot 10^{-5}$.

Многолетние комплексные исследования клеток крови профессионалов-атомщиков, работавших с бета-излучениями трития, позволили установить статистически значимое превышение частоты структурных повреждений хромосом (стабильных и нестабильных хромосомных аберраций) в 2–4 раза относительно контроля. При этом частоты хромосомных аберраций обменного типа (дицентриков и центрических колец, транслокаций) имели достоверную корреляционную зависимость от величины поглощенной дозы. Комплекс признаков (суммарная частота ХА, частота дицентриков и центрических колец, коэффициент репарации) позволяет выделять группы риска из когорт обследования облученных людей. Группа риска для тритиевой когорты составила примерно 30% от численности когорты.

Литература

1. Момот О.А. Применение методов биотестирования в методологии оценки риска для здоровья населения: Автореф. дисс. на соиск. уч. степени канд. биол. наук. – Калуга, 2007.
2. Хаймович Т.И. Клеточно-молекулярные аспекты действия низкоинтенсивного ионизирующего излучения и магнитного поля на организм: Автореф. дисс. на соиск. уч. степени д-ра биол. наук. – Нижний Новгород, 2010.

Анализ чувствительности значений допустимых сбросов радиоактивных веществ в водоемы-охладители АЭС к неопределенности исходных данных, используемых для их расчета

О.Г. Мызникова, С.С. Уткин, С.В. Панченко

*Институт безопасного развития атомной энергетики РАН,
Москва*

omyz@ibrae.ac.ru, Тел:(495) 9552343

В основу существующих в настоящее время максимально унифицированных методик расчета допустимых сбросов (ДС) радиоактивных веществ в водные объекты, в первую очередь, в водоемы-охладители АЭС положен принцип ограничения дозового воздействия на человека. Это воздействие может формироваться как напрямую (потребление воды, водных биообъектов), так и опосредованно (пребывание на орошаемых территориях, потребление мяса или молока и т.д.). Параметры моделей (миграции радионуклидов и их накопления в биотических и абиотических компонентах экосистем, жизнедеятельности человека), необходимых для проведения расчетов воздействия радионуклидов на человека при использовании ресурсов водных объектов, во многом основываются на получаемой в результате мониторинга или лабораторных экспериментов информации о конкретных водных и наземных экосистемах. При этом даже в пределах одного и того же водного объекта необходимые для расчета ДС параметры могут существенно варьироваться в зависимости как от непосредственно физико-химических свойств элементов водоема (вода, донные отложения), так и характеристик региона расположения АЭС (характер использования водоема, рацион питания и т.п.).

Неопределенность значений всех этих параметров (как отдельных, так и всей совокупности) может существенно влиять на конечный результат (величину ДС).

В представленной работе проводится анализ чувствительности значений допустимых сбросов радиоактивных веществ в водоемы-охладители АЭС к неопределенности параметров, необходимых для их расчета.

Оптимизация дозовых затрат в процессе глубокой модернизации блоков АЭС с целью продления срока эксплуатации (на примере замены парогенераторов ПГВ-1000)

О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин

ФГАОУ ВПО «УрФУ имени первого президента России Б.Н. Ельцина», Екатеринбург

А.А. Кадников

ОАО «Атомэнергоремонт», г. Москва

Продление срока эксплуатации энергоблоков АЭС сверх проектного предполагает выполнение ряда работ по глубокой модернизации, требующих значительных трудо- и дозозатрат. В докладе рассматриваются пути оптимизации дозовых затрат на примере работ по замене парогенераторов АЭС с ВВЭР-1000.

На первом этапе был проведен подробный анализ радиационной обстановки для 30-ти парогенераторов (ПГ), позволивший выявить закономерности распределения мощности дозы излучения, необходимые для оптимизации радиационной защиты при замене ПГ. Особый интерес представляет распределение мощности дозы γ -излучения внутри коллекторов теплоносителя, так как в данной зоне производится значительный объем работ при замене ПГ. Мощность дозы γ -излучения в зоне вальцовки теплообменных труб и соединения коллекторов ПГ с главными циркуляционными трубопроводами (ГЦТ) составляет до 4,5 мкЗв/с.

Исходя из данных по радиационной обстановке и трудозатрат на резку соединений коллекторов одного ПГ с ГЦТ и обработку кромок – 3874,5 чел·ч; сварку ГЦТ с коллекторами (включая полировку, зачистку, наплавку, термообработку и

контроль) – 13083 чел·ч, следуют значительные коллективные дозы облучения, и возникает необходимость максимально возможного снижения мощности дозы γ -излучения.

Как показала практика работ по замене ПГВ-1000, дезактивация ПГ и ГЦТ не дает необходимого эффекта в наиболее напряженной рабочей зоне – районе сварного соединения коллекторов ПГ с ГЦТ. Так, во время замены ПГ на втором блоке Балаковской АЭС в 1999–2000 гг., уровень γ -излучения внутри и у кромок ГЦТ составлял до 2 мкЗв/с, вследствие чего ведущие специалисты (сварщики, труборезчики, термисты, дефектоскописты) достигли контрольного уровня в 20 мЗв до начала работ на «чистых» трубопроводах.

Наиболее дозозатратными были работы по обработке кромок, стыковке и заварке ГЦТ. Использование биологической защиты, применявшейся на предыдущих заменах ПГ, снижало мощность дозы γ -излучения всего в 2–2,5 раза, и дозозатраты были значительными.

В связи с этим в ОАО «Атомэнергоремонт» впервые была спроектирована и изготовлена биологическая защита для коллекторов ПГВ-1000, позволившая эффективно защитить работников от γ -излучения при сварке ГЦТ с коллекторами.

Результатом этого нововведения стало значительное сокращение дозы облучения при выполнении наиболее дозозатратной операции (при всех предшествовавших заменах начиная с Южно-Украинской АЭС в 1987 г.) по восстановлению наплавки внутри ГЦТ до 63,9 чел·мЗв (в сумме на 8-ми стыках).

Для решения этой проблемы сформулирован ряд предложений и технических решений для снижения облучаемости персонала при замене ПГ, проведены исследования по освоению более эффективной технологии дезактивации коллекторов теплоносителя и примыкающих к ним ГЦТ – ультразвуковой.

Из соображения оптимальной продолжительности работ по замене ПГ возможны два варианта проведения ультразвуковой дезактивации коллекторов ПГ и ГЦТ:

1) дезактивация до отрезки трубопроводов от коллекторов парогенератора; в этом случае дезактивирующее устройство устанавливается на фланец коллектора первого контура;

2) дезактивация после отрезки трубопроводов от коллекторов парогенератора; в этом случае дезактивирующее устройство закрепляется на ГЦТ Ду850 с помощью стяжки или другого фиксирующего приспособления.

Дезактивация трубопроводов Ду850 производится на глубину не менее 1,5 м от плоскости реза.

Литература

1. Ташлыков О.Л., Кадников А.А. О проблеме продления ресурса и замене парогенераторов АЭС с реакторами ВВЭР-1000 / Перспективные энергетические технологии. Экология, экономика, безопасность и подготовка кадров // Сборник научных трудов.– Екатеринбург: ООО ИД «Урал Юр Издат», 2006. С.36-46.

2. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Кадников А.А. Анализ повреждаемости парогенераторов, обогреваемых водой под давлением, с точки зрения контролируемого продления ресурса до замены парогенераторов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – №4. – С.93-102.

Проектирование материалов для экранирования радиоактивных систем и оборудования с заданными защитными свойствами

В.П.Савченков, Т.А.Артамонова

ООО «Завод герметизирующих материалов», г. Дзержинск

О.Л.Ташлыков, С.Е.Щеклеин

ФГАОУ ВПО «УрФУ имени первого президента России

Б.Н. Ельцина», г. Екатеринбург

Минимизация дозовых нагрузок персонала представляет собой важную социальную задачу. В атомной энергетике основная часть коллективной дозы облучения (до 90%) приходится на техническое обслуживание и ремонт. Среди методов снижения облучаемости персонала важную роль играет экранирование радиоактивного оборудования. В настоящее время использование экранов ограничено небольшим набором материалов, зачастую с низкой технологичностью использования, что затрудняет их установку и снятие.

На кафедре «Атомная энергетика» Уральского федерального университета были проведены предварительные испытания

образцов радиационной защиты, изготовленных на базе материала «Абрис-РЗ», производимого ООО «Завод герметизирующих материалов» (г. Дзержинск). Технология производства материала позволяет использовать различные наполнители, т.е. формировать необходимые защитные свойства материала. Важной особенностью защитного материала являются его положительные технологические свойства (эластичность и клейкость), позволяющие в условиях радиационных полей быстро крепить защиту на трубопроводах и оборудовании, устанавливать необходимое число слоев материала.

В настоящее время на основании анализа характерных для конкретных типов реакторных установок источников излучения и их вклада в радиационный фон ведутся работы по обоснованию состава наполнителей защитного материала, теоретическому определению их защитных свойств с использованием специализированных программ.

Для изготовленных на основании теоретического обоснования образцов защитного материала будут проведены квалификационные испытания их свойств в производственных условиях атомной электростанции и с использованием возможностей исследовательского реактора.

ВЫСОКОСКОРОСТНЫЕ ВЫЧИСЛЕНИЯ

Решение задач маршрутной оптимизации применительно к радиационно опасным объектам с использованием суперкомпьютера «Уран»

А.М. Григорьев, Е.Е. Иванко, А.Г. Ченцов

Институт математики и механики УрО РАН, Екатеринбург

А.Н. Сесекин, О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин

ФГАОУ ВПО «УрФУ имени первого президента России Б.Н.Ельцина», Екатеринбург

Работы по построению методов и алгоритмов решения задач дискретной оптимизации, ориентированных на применение в прикладных задачах атомной энергетики, связанных с минимизацией дозовых затрат персонала путем сокращения времени его пребывания в радиационных полях, успешно ведутся на протяжении ряда лет в Уральском федеральном

университете кафедрами «Прикладная математика» и «Атомная энергетика» в сотрудничестве с Институтом математики и механики УрО РАН.

В качестве базовой используется классическая задача коммивояжера (ЗК), в которой агент, начиная с некоторой базы, должен посетить каждый из N заданных городов ровно один раз, при этом требуется минимизировать общую длину пути (в рассматриваемых задачах – это коллективная доза облучения). Это одна из наиболее известных NP -трудных задач дискретной оптимизации, сочетающая простоту постановки и трудности вычислительного характера, т.к. общее число возможных маршрутов составляет $N!$. Данная задача была адаптирована для определения оптимальной траектории перемещения работника в радиационных полях с целью минимизации «транзитной» дозы облучения.

В дальнейшем исследования переключились на так называемую задачу курьера (ЗК с условиями предшествования), а также на обобщенную задачу курьера. В этих исследованиях первоначально доминировал метод динамического программирования (МДП) с предварительной редукцией ограничений, что было оригинальным элементом. Затем были построены варианты метода итераций, в которых используются перестраиваемые модели ЗК и задачи курьера и реализуется система улучшающихся двусторонних оценок глобального экстремума. Наконец, в связи с применением МДП был построен метод, не проигрывающий в качестве, в котором не насчитывается весь массив значений функции Беллмана. Затем в связи с постановкой задач, связанных с демонтажем радиационно загрязненного оборудования энергоблоков АЭС, выведенных из эксплуатации, были получены теоретические результаты, касающиеся точных и приближенных методов решения маршрутных задач с усложненным критерием, в котором учитываются внутренние работы и явные зависимости от списка невыполненных на текущий момент заданий.

В последнее время сделан важный шаг: комплекс ограничений в виде условий предшествования (традиционно считавшихся трудными для методов оптимизации) был использован «в положительном направлении» – для преодоления трудностей вычислительного характера, поскольку на этой основе удалось

добиться фактического снижения размерности без потери качества.

Следует отметить, однако, что все методы решения различных вариантов ЗК, основанные на МДП, имеют экспоненциальную асимптотическую оценку вычислительной сложности. На основании этого факта определяется целесообразность применения высокопроизводительных параллельных вычислителей для реализации разработанных методов точного решения целого ряда прикладных задач атомной энергетики, связанных с ЗК, для сокращения времени вычислений в десятки раз.

Как показывает вычислительный эксперимент, оптимизация траектории перемещения в радиационных полях уменьшает «транзитную» дозу облучения примерно на 20%, оптимизация последовательности демонтажа радиоактивного оборудования позволяет снизить дозы облучения персонала на 25–40%.

Литература

1. Ташлыков О.Л., Сесекин А.Н., Щеклеин С.Е., Ченцов А.Г. Методы маршрутной оптимизации радиационно опасных работ / Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики // Сборник докладов седьмой международной научно-технической конференции 26-27 мая 2010 г. – Москва, 2010. С.153-156.

2. Chentsov A.G., Sesekin A.N., Shcheklein A.N., Tashlykov O.L. On One Modification of Traveling Salesman Problem Oriented on Application in Atomic Engineering. American Institute of Physics/Conference Proceeding. – 2010. Vol. 1293. P. 197-202.

Численное решение кинетического уравнения Фоккера-Планка методом пропагатора в задаче моделирования эффекта осевого каналирования

Д.А. Моргун, В.П. Кощев, Ю.Н. Штанов, Т.А. Панина

Сургутский государственный университет, Сургут

mda_fit_surgu@mail.ru, Тел.: +7-3462763101,

Факс: +7-3462762929

На базе физических моделей [1, 2] создан программный комплекс TROPICS («Trajectory Of Particle In a Crystal Simulator»). В основу комплекса положены апробированные

ранее в [3,4] методы моделирования в фазовом пространстве поперечных координат и скоростей и в пространстве поперечной энергии. Нами показано, что пропагатор кинетического уравнения Фоккера-Планка в пространстве поперечных энергий совпадает с тем, что был найден ранее в рамках ланжевеновского подхода к теории осевого каналирования быстрых заряженных частиц в кристаллах [2]. Комплекс позволяет исследовать движение заряженных частиц, как положительных, так и отрицательных, в плоскостных и осевых каналах прямых и изогнутых кристаллов. При моделировании учитывается многократное рассеяние частиц на атомах кристалла, начальная расходимость пучка; есть возможность выбора различных потенциалов отдельного атома.

В докладе приводятся результаты компьютерного моделирования эксперимента [5], в котором были измерены угловые распределения протонов с энергией 400 ГэВ в кристалле Si, $\langle 111 \rangle$. Кристалл был изогнут с радиусом кривизны 40 м. В компьютерном эксперименте учитывалось угловое разрешение детектирующей системы $\Delta\theta_x = \Delta\theta_y = 3\text{мкрад}$ и расходимость пучка протонов. Учитывалась площадь пучка протонов на мишени $\Delta x \Delta y = 0.5\text{ мм} \times 2\text{ мм} = 1\text{мм}^2$. Результат компьютерного моделирования представлен на рис.1. Число частиц в компьютерном эксперименте было выбрано равным 5000. Время расчета каждого распределения – 1 час на двухъядерном компьютере – было достигнуто за счет кубической эрмитовой сплайн-аппроксимации коэффициента диффузии и поперечной силы, численные значения которых были первоначально получены с помощью разложения в двойной ряд Фурье. Учитывались структурный и атомный форм-факторы, а также фактор Дебая-Валлера.

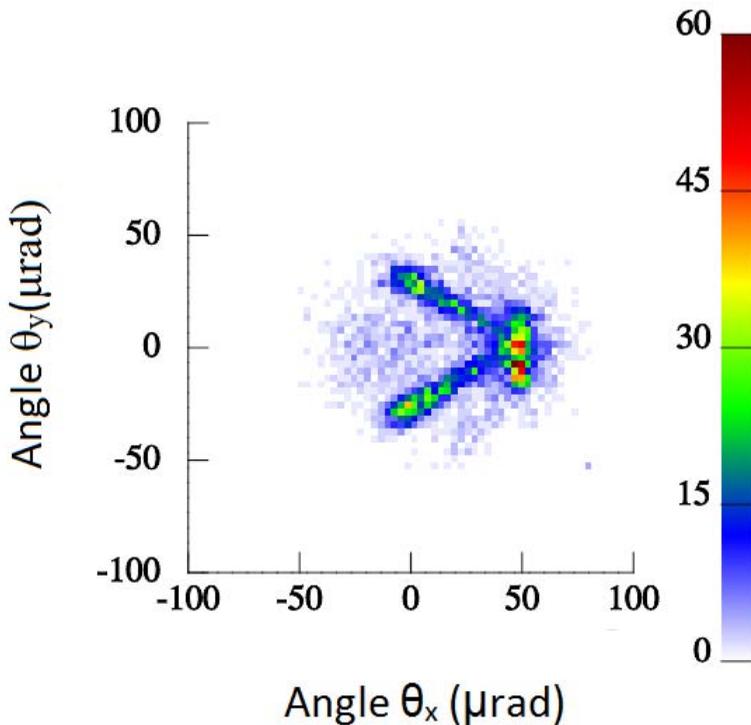


Рис.1. Распределение протонов с энергией 400ГэВ по углам отклонения за кристаллом Si, $\langle 111 \rangle$, полученные с помощью компьютерного моделирования. Разориентация в направлении осей ОХ и ОУ составила 0 и -8.07 мкрад соответственно

Угловое распределение, представленное на рис.1, достаточно хорошо воспроизводит результаты эксперимента [5].

Литература

1. Кощеев В.П., Моргун Д.А. // Известия вузов. Физика. – 1997. – № 9. – С. 9-12.
2. Кощеев В.П., Моргун Д.А. // Поверхность. Рентген., синхротр. и нейтрон. исслед. – 1998. – № 5, – С. 5-11.
3. Кощеев В.П., Сафин Н.В., Моргун Д.А. // ПЖТФ. – 2007. – Т. 33, Вып. 15. – С. 62-68.
4. Кощеев В.П., Холодов А.К., Моргун Д.А. // Ядерная физика. – 2009. – Т. 72, № 4. – С. 755-759.
5. Scandale W., Vomiero A., Baricordi S. et al. // Phys. Rev. Lett. – 2008. – V. 101. – 164801.

Метод виртуальной перспективы в информационных технологиях потоковых параллельных вычислений

А.В. Мышев

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия

mishev@iate.obninsk.ru, Tel:20706-451, Fax:48439-70822

В работе рассматриваются новые формы осуществления компьютеринга и среды вычислений в рамках динамических моделей информационных технологий потоковых параллельных вычислений на основе метода виртуальной перспективы. Такие формы, в первую очередь, связаны с разработкой новых схем организации вычислений и новых алгоритмов, т.е. имеет место ситуация перехода от последовательных алгоритмов скалярных вычислительных систем к алгоритмам для потоковых параллельных виртуальных вычислительных систем. Кратко обозначим основные положения и принципы рассматриваемого подхода для методологии построения моделей алгоритмов и процедур информационных технологий потоковых параллельных вычислений в среде вычислений для условий алгоритмической замкнутости, ограничений, обмена, виртуализации и информационной неопределенности. Основу рассматриваемого подхода в части разработки и реализации новых форм компьютеринга составляет теория метода виртуальной перспективы [1]. В рамках такого подхода информационная динамическая эволюция символьных цепочек в операциях и алгоритмах вычислительных технологий определяется на квантовых дискретных информационных пространствах активной виртуальной памяти, а множество взаимодействующих и эволюционирующих цепочек символов в ячейках адресного пространства этой памяти, которая является физической средой такого взаимодействия, образуют со средой квантовую дискретную динамическую информационную систему. При формализации и интерпретации такой системы разделяются ее динамические, информационные, математические и метрологические аспекты.

Литература

1. Мышев А.В. Метод виртуальной перспективы в вычислительных технологиях математического моделирования размытых задач// Информационные технологии и вычислительные системы. – 2011. – №2. – С.33-47.

Numerical modeling of dynamic processes occurring under the influence of earthquakes on the power structures in high-performance computers

V.I. Golubev, I.E. Kvasov, I.B. Petrov, N.I. Khokhlov
MIPT (SU), Dolgoprudny, Russia

petrov@mipt.ru

The aim of this paper is to study the problem of propagation of the near-surface disturbances in the massive rock that contains a variety of heterogeneities – empty or fluid-filled cracks, as well as mathematical modeling of propagation of elastic waves generated by earthquakes through complex ground structures. We obtained the numerical solution of problems of elastic waves passing through the surface facilities in two- and three-dimensional cases. We considered both waves originating from earthquakes and disturbances which represent a plane wave. Qualitative investigation of the influence of elastic waves at the surface strength of the structures is conducted. Based on the Mises yield condition a pattern of possible destruction facilities is obtained.

For the numerical solution of the corresponding three-dimensional problem a complete system of equations of continuum mechanics is used. Modeling was carried out by means of grid-characteristic method with the formulation of boundary conditions at the contact boundaries between geological layers and the boundaries between building and rock. Also boundary condition on the free surface is formulated explicitly.

In two-dimensional case calculations were conducted on unstructured triangle meshes, in three dimensions parallelepiped block meshes were used.

In this study the dependence of the response anisotropy on the density of cracks in the reservoir was obtained. A graph of this dependence shows an interesting feature: the anisotropy reaches a maximum for a certain number of cracks. It can be assumed that the initial increase in anisotropy is associated with an increase in

energy response (because the incident wave itself is anisotropic, since it spreads at some angle to the vertical) and further slight decrease of anisotropy is due to the fact that the formation of cracks in their properties are closer to a homogenized model of the medium.

We obtained possible damage areas appeared during the passage of the waves resulting from earthquakes through ground structures.

In this paper we also study the inverse problem of simulation: it is required to determine the number and thickness of reservoirs that lie under the specified section of the earth's surface. We consider a simplified version of the task: a set of layers (from one to four, the number of layers is a parameter of the problem) with known elastic characteristics – density, longitudinal and transverse sound velocities. The thickness of the last layer is infinite. Then the vector of unknown parameters defining the problem contains four components: the number of layers and the thickness of each layer.

The combined algorithm based on numerical simulation methods and techniques of the direct problem of global optimization was designed, which allows to solve the optimization problem of determining the number and thicknesses of layers.

References

1. Magomedov K.M., Kholodov A.S. The construction of difference schemes for hyperbolic equations on the basis of characteristic relations // *Computational Mathematics and Mathematical Physics*. V. 9, № 2, P. 373–386, (1969).
2. Kvasov I.E., Petrov I.B., Chelnokov F.B. The calculation of wave processes in heterogeneous spatial structures // *Mathematical Modeling*. V. 21, № 5, P. 3–9, (2009).
3. Sergeyev J.D., Kvasov D.E. Diagonal methods of global optimization. – *Fizmatlit*, 352, (2008).

A Parallel Program Software for Gas Dynamic Problems

O. Kosolapov, T. Kudryashova, S. Polyakov

Keldysh Institute for Applied Mathematics, Russian Academy of Science, Moscow Russia

polyakov@imamod.ru, Tel:+7-499-973-0385, Fax:+7-499-972-0737

The present work is intended to give coverage of program complex abilities and features in modeling of complicated gas-dynamic problems. Considered program complex allows us to simulate wide range of viscous compressible gas flows including subsonic and hypersonic problems. Modern gas-dynamic model uses quasi gas dynamics equations (QGD equations) [1]. Laminar QGD solver, a second-order accurate is implemented for calculations of gas-dynamic flows. Radiative gas dynamics (RGD) module allows us to take into account radiation effects in high speed hypersonic problems which typical temperatures are high enough. Grid generator is a special program shell that was used to design computational domain and calculating grids and to display the received results.

Gas flow is considered inside free form closed volume with boundary made of triangles or rectangles in 2D and 3D Cartesian space. For numerical solution of QGD and RGD equation systems [2] the unstructured locally-condensing meshes are applied. The number of nodes in the used meshes varies from 10^4 to 10^6 .

The focus of this paper is on the software design of the packet with illustrating examples of applications. In this section simulation results are described. The represented program complex is not limited to these types of problems. It can be implemented to heat and mass transfer problems, propagation of pollution and some others.

Parallel implementation for an axisymmetric supersonic jet simulation is described. The calculations were carried out with flow conditions that allow us to do comparison with the experimental results obtained at the Instituto de Estructura de la Materia, CSIC [7]. The geometry of the problem is shown in Fig.1.

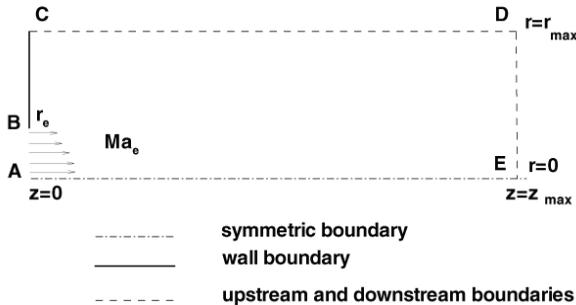


Fig. 1: Computational domain

The approach for numerical calculation of radiation in the air around reentry vehicle by using multiprocessor computer is described and tested. Physical model is based on diffusion approximation uses the distribution of the gas radiation spectrum with finite number of radiation groups and the QGD equations system. Calculations were performed on locally condensing, unstructured meshes that were based on triangular and rectangular cells. For calculations the bodies of different shapes were used: rectangular, bullet and egg.

Grid generator is a software packet which contains some set of instruments [3].

The parallel code efficiency has been tested with a wide range of problems on different scale computational clusters from tens of nodes to high performance systems consisting of several thousand nodes.

References

1. Elizarova T.G. «Quasi-Gas Dynamic Equations». Springer-Verlag, Berlin Heidelberg New York (2009).
2. Polyakov S.V., *et al.* 3D Numerical Simulation Of Gas Flow Around Reentry Vehicles, Booklet of Contributed Abstracts, Parallel CFD 2008 Conference, 2008.
3. Polyakov S.V., *et al.* Parallel Software Package for Simulation of Continuum Mechanics Problems on Modern Multiprocessor Systems. // Mathematical Models and Computer Simulations, 2011, Vol. 3, No. 1, pp. 46-57.

Решение задач гидро- и газодинамики на высокопроизводительных гетерогенных вычислительных системах

М.В. Якобовский

*Институт прикладной математики им. М.В. Келдыша РАН
lira@imamod.ru, Tel:+7-499-250823, Fax: +7-499-972-07-37*

Несмотря на наличие вычислительных систем с производительностью порядка 1PFLOPS количество задач, для решения которых используется производительность порядка и более 100TFLOPS, невелико. Причина связана с принципиальными трудностями, возникающими при

адаптации алгоритмов и математического обеспечения на архитектуре высокопроизводительных систем как с многоядерными процессорами, так и оснащенных мультитредовыми ускорителями. Для их полноценного использования необходимы логически простые методы, адекватные архитектуре многоядерных систем, графических карт и иных специализированных ускорителей.

На примере решения ряда задач аэро- и гидродинамики показаны возможности эффективного использования большого числа вычислительных ядер таких современных высокопроизводительных систем, как суперкомпьютеры «Ломоносов» (МГУ им. М.В.Ломоносова) и K-100 (ИПМ им. М.В.Келдыша РАН). Разработанные алгоритмы и программное обеспечение предоставляют возможность проведения вычислительных экспериментов с использованием решеток, содержащих 10^{10} и более узлов, и неструктурированных тетраэдральных сеток, содержащих 10^8 и более узлов.

МОЛОДЕЖНАЯ СЕКЦИЯ

NESI – модуль описания ядерных энергетических систем для среды энергетического планирования MESSAGE

Е.В. Антропова

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия
antrolen@yandex.ru, Tel: +7-9852387049

Задачи моделирования и оценки ядерных энергетических систем требуют применения мощных программных средств, таких как MESSAGE – Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impacts[1]. Это разработка Международного института прикладного системного анализа[2] представляет собой достаточно удобную и наглядную среду проектирования и оптимизации. Однако в MESSAGE не учитываются особенности описания ядерных энергетических комплексов, где потребности в услугах как начальной, так и заключительной стадии ядерного топливного цикла определяются характеристиками ядерно-энергетической установки и ее топливообеспечения. В связи с

этим был создан альтернативный интерфейс к среде энергетического планирования MESSAGE, адаптированный под описание структурных компонентов ядерной энергетики и соответственно требующий от пользователя минимум необходимых входных параметров – NESI (Nuclear Energy System Interface).

К основным функциональным возможностям модуля относятся следующие:

- спецификация описания ядерно-энергетических систем с учетом возможного изменения параметров во времени;
- визуализация технологической цепочки ядерного топливного цикла (ЯТЦ);
- возможность интеграции с программами нейтронно-физического расчета;
- наличие базы данных по реакторным технологиям и технологиям ЯТЦ;
- возможность гибкого управления основными программными компонентами среды MESSAGE для повышения эффективности расчетов.

Модуль NESI написан на языке C#, сочетающий объектно-ориентированные и аспектно-ориентированные концепции, разработанный в 1998-2001 гг. Microsoft в качестве основного языка создания приложений для платформы Microsoft .NET [3].

Использование данного модуля совместно с MESSAGE позволяет наиболее эффективно моделировать развивающиеся ядерно-энергетические системы и производить многокритериальные оценки эффективности их функционирования в условиях неопределенности.

Литература

1. А.А. Андрианов, Г.А. Фесенко, «Современные инструментальные средства прогнозирования и развития ядерной энергетики», Обнинск, 2009.
2. Страница на сайте Международного института прикладного системного анализа (IIASA), посвященная MESSAGE <http://www.iiasa.ac.at/Research/ENE/model/message.html>.
3. Страница MSDN в интернете <http://msdn.microsoft.com>.

MODIS – программное средство поддержки выбора оптимальных параметров технологических процессов в условиях многокритериальной оценки

Е.В. Антропова

ИАТЭ НИЯУ "МИФИ", г.Обнинск

В процессе решения задач по выбору оптимальных параметров различных технологических процессов естественным образом возникает задача многокритериальной оптимизации, т.е. необходимость нахождения оптимальных параметров и режимов работы установок, входящих в систему, при наличии большого количества противоречивых критериев.

В настоящее время существуют достаточно эффективные программные комплексы для построения и анализа оптимизационных задач. Однако их характерной чертой является то, что оптимизация происходит на основе решения задачи линейного программирования. Однако существует необходимость в программном обеспечении, которое бы позволяло решать и нелинейные задачи. Таким приложением является MODIS (Multicriterial Optimization – Dialog System).

В основу программы положен алгоритм построения Парето-эффективного множества, а также методы генерации в пространстве переменных псевдослучайных и равномерно-распределенных последовательностей [1]. На рис. 1 представлено окно программы.

Построение Парето-эффективного множества в настоящее время лежит в большинстве современных методов принятия решений при многих критериях. Так как, вообще говоря, решение приведенной выше задачи может быть неоднозначным, соответственно окончательное решение об оптимальных параметрах системы должно приниматься на основе некоторых трудно формализуемых экспертных соображений [3]. Процесс нахождения множества недоминируемых решений стоит по несложному алгоритму [3], а полученная информация о форме границы Парето может лежать в основе многокритериальных интерактивных систем поддержки принятия решений. Чтобы построить эту границу требуется знать величины оптимизируемых функций в ограниченной области. Они находятся просто путем

вычисления значений этих функций в допустимых точках, т.е. при параметрах, удовлетворяющих заданным критериям. Вопрос в том, какой способ выбора точек использовать, чтобы уменьшить время перебора в алгоритме Парето. В данной программе использовались последовательности псевдослучайных и равномерно-распределенных точек.

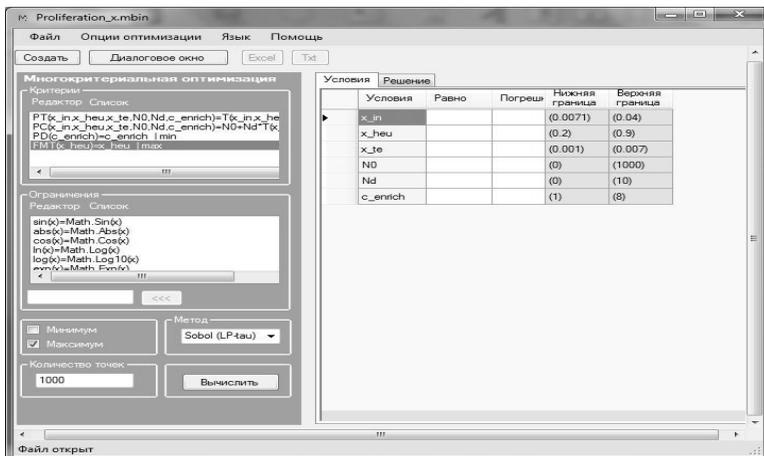


Рис. 1. Окно программы MODIS

Решение задачи многокритериальной оптимизации после заполнения всех необходимых полей происходит следующим образом: в зависимости от количества исходных переменных происходит генерация последовательности точек, равномерно или не очень равномерно (зависит от выбранного метода) распределенных в пространстве переменных, которое определяется всеми наложенными ограничениями. Далее в этих точках вычисляются значения оптимизируемых функций, и из них выбирается граница Парето в соответствии с алгоритмом. Результат работы программы – это оптимальные значения переменных и оптимизируемых функций.

Программа была написана в среде Microsoft Visual Studio 2008 на языке C# как приложение под Windows, имеет графический интерфейс, посредством которого пользователь задает оптимизируемые функции, критерии и ограничения на переменные (весь этот набор параметров называется проектом). На данный момент нет возможности вводить интегралы и дифференциалы, однако доступны все функции

стандартной библиотеки (возведение в степень, экспонента, логарифмы и др.). Кроме того, сохранять можно как результаты работы программы (с расширениями exl и txt), так и все данные в виде проекта.

К преимуществам описанного программного обеспечения относятся: простота работы и наглядность вводимых данных и полученных результатов, которые отображаются в соответствующих таблицах.

Опыт использования MODIS показал, что он представляет собой гибкую и многофункциональную программную систему для обеспечения информационно-аналитического процесса поддержки принятия решений по выбору оптимальных параметров различных технологических процессов в условиях многокритериальной оценки.

Литература

1. Антропова Е.В. Сравнительный анализ методов генерации равномерно распределенных последовательностей // Применение кибернетических методов в решении проблем общества XXI века. VIII Межрегиональная научно-техническая конференция студентов и аспирантов. Тезисы докладов. – Обнинск, 2010.

Моделирование влияния “пэльного” эффекта на показания термопар на выходе из ТВС реактора ВВЭР -1000

В.И. Белозеров, Е.В. Варсеев, В.В. Колесов
ИАТЭ НИЯУ «МИФИ», Обнинск

Данный доклад содержит описание расчета температуры на выходе из ТВС реактора ВВЭР-1000 путем нейтронно-физического и теплогидравлического моделирования при помощи кодов MCNP [1] и OpenFOAM [2] соответственно.

Исследовались причины возникновения отличий в показаниях термопар и расчетных значениях температур из-за влияния холодных струй теплоносителя, выходящих из трубчатых поглощающих элементов (ПЭЛ) – так называемый «пэльный эффект» [3].

Для повышения достоверности регистрируемых параметров была рассмотрена задача по моделированию течения

теплоносителя через трубку ПЭЛ с помощью кода OpenFOAM с учетом энерговыделения в нем.

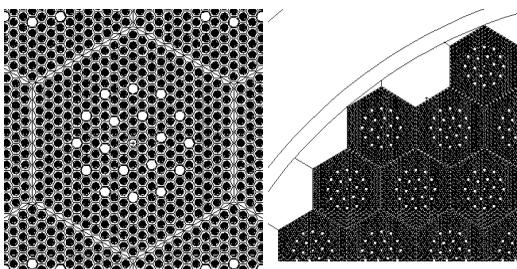


Рис. 1 Расчетная модель реактора ВВЭР 1000 для кода MCNP

Энерговыделение в направляющей трубке ПЭЛ влияет на подогрев теплоносителя, поэтому для корректной постановки теплогидравлической задачи был произведен расчет энерговыделения в теплоносителе внутри трубки ПЭЛ с помощью программы MCNP.

Для нейтронно-физического расчета была реализована подробная модель активной зоны реактора ВВЭР-1000 с частью биологической защиты (рис.1). Нами получены значения энерговыделения для различных мест как в активной зоне реактора, так и в различных трубках ПЭЛ для отдельных ТВС.

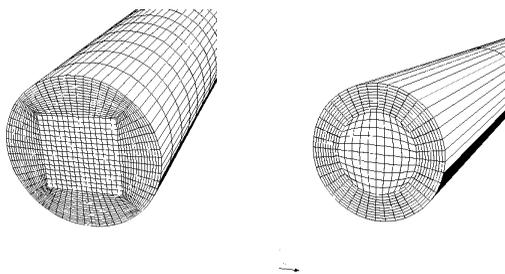


Рис. 2. Варианты расчетной сетки модели трубки ПЭЛ для кода OpenFOAM

Для теплогидравлического расчета была реализована твердотельная модель трубки ПЭЛ. Расчетная сетка в модели выбиралась различными способами (рис.2).

В результате были получены значения подогрева теплоносителя в различных местах активной зоны и отдельных ТВС реактора ВВЭР-1000. Выявлена зависимость подогрева в трубках ПЭЛ от энерговыделения.

Литература

1. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. X-5 Monte Carlo Team. Los Alamos National Laboratory Report LA-UR-03-1987, April, 2003.
2. OpenFOAM User Guide Version 1.6. 2009, URL www.openfoam.com.
3. Системы внутриреакторного контроля АЭС с реакторами ВВЭР, М, Энергоатомиздат, 1987.

Программное обеспечение на основе генетических алгоритмов для оценки экономической эффективности инвестиционных проектов АЭС

О. Горских

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

Основной задачей данной работы является разработка программного обеспечения на основе генетических алгоритмов для многокритериальной оценки экономической эффективности инвестиционных проектов электростанций.

Актуальность работы продиктована тем, что в настоящее время растет осознание того, что задача оценки экономической эффективности инвестиционных проектов является многокритериальной. При этом критерии, характеризующие различные аспекты экономической деятельности носят конфликтующий характер. Последнее означает, что улучшение значения одного критерия приводит к ухудшению значений других критериев. Поскольку при разработке данного рода программных систем представляется целесообразным использовать возможности, предоставляемые современными информационными технологиями, то в качестве базового инструментального средства была использована технология .NET и язык программирования C#.

Генетический алгоритм – это простая модель эволюции в природе, реализованная в виде компьютерной программы. В нем используются как аналог механизма генетического

наследования, так и аналог естественного отбора. При этом сохраняется биологическая терминология в упрощенном виде (Рис. 1).



Рис.1 Общая схема генетического алгоритма

Генетический алгоритм позволяет найти множество недоминируемых точек из заданной области.

В ходе выполнения работы были разработана программная система на основе генетических алгоритмов для решения широкого класса многокритериальных оптимизационных задач, в том числе задач по оценке экономической эффективности инвестиционных проектов электростанций, проведена верификация разработанной программной системы в решении разного класса модельных оптимизационных задач.

С использованием разработанного приложения осуществлен сравнительный анализ эффективности модульного принципа компоновки АЭС и выявлены направления повышения его экономической привлекательности (см. рис.2)

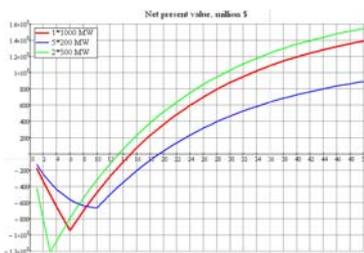


Рис. 2. Чистый дисконтированный доход

Литература

1. Емельянов В. В., Курейчик В. В., Курейчик В. М. Теория и практика эволюционного моделирования. – М: Физматлит, 2003. – С. 432.

2. Бронз П.В. Разработка методов оценки экономической эффективности инвестиционных проектов электростанций по интервальным данным – М: рукопись 2007.

Система визуализации данных IVIS

А.А. Догов, И.С. Купцов

ИАТЭ НИЯУ "МИФИ", г. Обнинск

Для оценки параметров моделей в данной работе используются, специально разработанные, интерактивные графические системы IViS (IViS – Interactive Visual Systems). IViS системы состоят из системы управления расчетом, расчетной модели, графической оболочки, модуля пострасчетной обработки, модуля графического представления результатов и набора модулей оценки параметров на основе методов теории принятия решений при многих критериях. Основной задачей IViS является выработка рекомендаций по определению оптимальных параметров модели для последующего их использования[1]. В данном проекте проводилась оценка параметров моделей расчета: функций возбуждения, дважды дифференциальные сечения выхода легких ядер, сечения образования пионов и выход нейтронов в различных мишенях.

Для расчета функций возбуждения была выбрана программа CASCADEX [2], являющаяся продуктом многолетней работы отечественных лабораторий (ОИЯИ, ИАТЭ). Наиболее чувствительным параметром является значение пороговой энергии, при которой снятие возбуждения происходит на основании формализма Хаузера-Фешбаха. Если значение этой энергии равняется нулю, то снятие возбуждения происходит на основе формализма Вайтскопа-Ивинга.

Для расчета дважды дифференциальных сечений выходов легких ядер были выбраны две модели, модель движущегося источника[3] и коалесцентная модель [4]. Обе эти модели являются феноменологическими, но показали неплохое согласие с экспериментальными данными и широко используются в программах расчета высокоэнергетических ядерных взаимодействий. Коалесцентная модель имеет всего один свободный параметр P_0 – так называемый, радиус взаимодействия частицы с мишенью. Модель движущегося

источника имеет три свободных параметра T_0 , N_0 и β , температура ядра, нормировочная константа и коэффициент отвечающий за относительное движение налетающей частицы и ядра мишени соответственно. Значения коэффициентов P_0 , T_0 , N_0 и β оцененных на базе экспериментальных данных предложенных в рамках проекта «Benchmark of Spallation Models»[5]

Для оценки соответствия теоретических и экспериментальных данных использовались факторы сравнения - F, H, D и R, а также дисперсия и ковариация

Для проведения сравнительного анализа моделей высокоэнергетических реакций были взяты данные из работы [6]. В данной работе проводилась оценка моделей расчета высокоэнергетических нуклон-нуклонных реакций входящих в программный комплекс MCNPX на базе факторного анализа.

Для нахождения лучшей модели, пользователю необходимо попарно сравнить факторы оценки моделей. После чего IViS на первом шаге, на базе метода анализа иерархий, вычислит весовой коэффициент каждого из факторов, на втором шаге отнормирует все факторы на единицу, а на третьем шаге получит интегральный показатель адекватности модели путем суммирования отнормированных факторов с учетом веса каждого.

Литература

1. С.Н.М. Broeders, А.Ю. Konobeyev, L. Mercatali, Kerntechnik 71, 174 (2006).
2. А.Ю. Станковский, А.Ю. Конобеев, И.С. Купцов // Программа CASCADEX для расчета взаимодействий частиц и ядер промежуточных и высоких энергий с веществом// Ядерная Энергетика, № 4 65 (2008).
3. А.Ю. Станковский, А.Ю. Конобеев, И.С. Купцов // Программа CASCADEX для расчета взаимодействий частиц и ядер промежуточных и высоких энергий с веществом// Ядерная Энергетика, № 4 65 (2008).
4. М. Kozlowski, Н.Н. Muller // Study of the thermalization process in 72 MeV (p, 3He) and (p, 4He) inclusive reactions// Nuclear Physics (1987).
5. Benchmark of Spallation Models: <http://nds121.iaea.org/alberto/mediawiki->

Интерактивная система анализа цепочек распада

А. А. Догов

ИАТЭ НИЯУ "МИФИ", г. Обнинск

Весьма распространенными являются случаи распада радиоактивных ядер с образованием не только стабильных, но и радиоактивных дочерних ядер. В последнем случае возникают цепочки распадов. Баланс числа радиоактивных ядер при этом определяется обычными уравнениями распада. Решение каждого уравнения зависит только от вида решения предшествующего.

Для построения цепочек распада автоматическом режиме была разработана система «Nuclear Evolution Software» и база данных свойств изотопов. Для построения цепочки распада для конкретного изотопа система извлекает из базы, данные о свойствах этого изотопа, а именно период полураспада тип и вероятность распада для каждого предыдущего элемента цепочки, чтобы построить следующий

Процесс продолжается до тех пор пока система не найдет стабильный изотоп или элемент для которого нет данных.

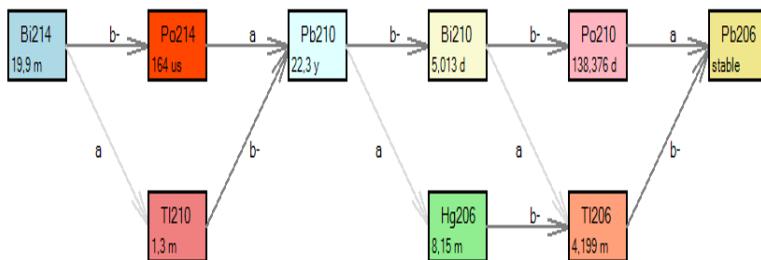


Рис 1 Визуализация цепочки распада ^{214}Bi

Система отображает структуру в виде графа, элементами которого являются изотопы, в каждом элементе система отображает: название изотопа и его период полураспада, каждый элемент выделен собственным цветом. Вероятность распада по определенному пути отображается цветом

стрелочки. Чем выше вероятность, тем ярче стрелочка, отображающая тип распада.

Система с помощью «поиска в глубину» определяет всевозможные пути образования n для каждого k -ого элемента. Зависимость числа ядер от времени рассчитывается по формулам:

$$N_k(t) = \sum_n N_{n_k}(t, N_0) N_{n_k}(t, N_0) = N_0 S_1 \dots S_{i-1} \sum_{i=0}^k C_i e^{-\lambda_i t}$$
$$C_i = \frac{\prod_{j=1}^{k-1} \lambda_j}{\prod_{j=1}^{k-1} (\lambda_j - \lambda_i)}, \quad j \neq i$$

Литература

1. Кормен Т., Лейзерсон Ч., Ривест Р. «Элементарные алгоритмы для работы с графами (второе издание)» М; С. 622-632. (2005).
2. Plyaskin V.I., Kosilov R.A., Manturov G.N. «Interactive Information System on the Nuclear Physics Properties of Nuclides and Radioactive Decay Chains». IAEA, INDC(CCP)-450, Vienna, p.27-32. (2001).

Применение кластерного анализа для диагностики насосов систем безопасности

Д.Ю. Кашин

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия.

Система аварийного охлаждения активной зоны реакторов ВВЭР является системой безопасности. Проводится регулярный контроль состояния ее элементов. Особое внимание уделяется состоянию насосов. Ежемесячно проводятся испытания насосов при работе на рециркуляцию, а во время ППР – при работе на контур. Результатами испытаний являются временные зависимости технологических параметров. Какой-либо методики обработки результатов не предусмотрено. Заключение о работоспособности насосов делается на основании достижения расходами требуемых величин.

В работе рассматриваются вопросы, связанные с применением кластерного и статистического анализа для обработки

результатов испытаний [1]. Цель метода – представление многомерных результатов испытаний в пространстве малой размерности (на плоскости) с минимальной потерей информации. Анализируя на полученной плоскости взаимное расположение точек, соответствующих испытаниям, можно делать выводы о наличии аномальных состояний. Причину аномалии можно предположить с учётом того, что координаты базисных векторов этой плоскости являются весами, определяющими вклад исходных параметров в отклонение от нормального состояния. Изучение временных зависимостей статистических параметров позволяет прогнозировать развитие аномалии. Таким образом, используемый подход позволяет более точно оценить состояние насосов, учитывая динамику изменения параметров от испытания к испытанию, а также, характер изменения параметров в самих испытаниях. Особое внимание в работе уделяется вопросам предварительной обработки исходных данных и формированию векторов информативных признаков, наиболее полно отражающих состояние насосов. С использованием описанного метода проведена обработка данных испытаний насосов низкого давления Калининской АЭС. Сделаны выводы о состоянии оборудования.

Литература

1. Лескин С.Т., Корнилова В.В. О возможности идентификации аномалии в состоянии насосов высокого и низкого давления по результатам испытаний на АЭС с ВВЭР // Известия вузов. Ядерная энергетика.-2005. №4, ОГТУАЭ, Обнинск, 2005.

Обоснование и разработка модуля мембранной очистки энергетических масел

Е.В. Коростелев

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

В настоящее время применяемые средства очистки энергетических масел не отвечают в полной мере предъявляемым требованиям по уровню чистоты рабочих жидкостей. Применение фильтрационного оборудования, не обеспечивающего требуемый уровень чистоты энергетических масел ведет к ускоренному процессу деградации (старения)

масла и, как следствие, к снижению срока службы энергетического масла. Анализ существующей на сегодняшний день ситуации очистки энергетических масел показывает отсутствие единого системного подхода к решению этой проблемы.

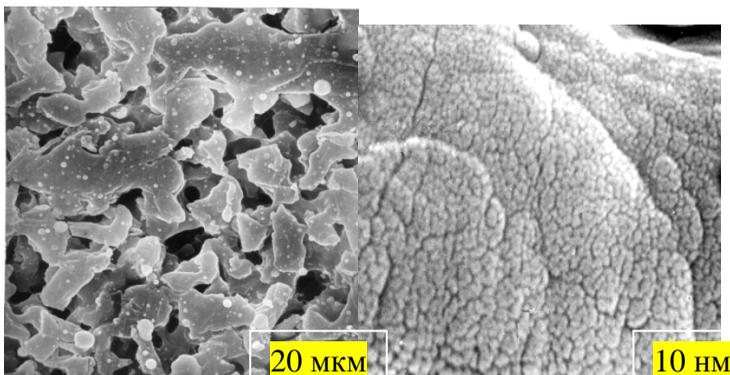
Используемые сегодня для фильтрации в маслобаках турбоагрегатов металлические сетки имеют обычно ячейки с размером стороны 500 мкм и 250 мкм [3]. При этом следует иметь в виду, что даже сетки с размерами ячейки 20 мкм задерживают частицы загрязнений таких размеров чисто номинально. Промывка сеток достаточно сложна, так как требует применения ультразвуковых ванн, моющих средств, подогрева и очень аккуратной продувки воздухом.

Использование мембранного модуля очистки энергетических масел на основе наноструктурированных мембранных фильтроэлементов, позволит достигнуть высокой эффективности очистки масла до 3-4 класса (по ГОСТ 17216-71), обеспечивая повышенный ресурс и надежность эксплуатации оборудования.

Очистка масла данным способом должна обеспечить работоспособность одного из наиболее ответственных элементов станции, а именно работоспособность главной турбины.

Уменьшенное содержание механических загрязнений содержащихся в масле, исключит возможность аварий турбины, связанные с попаданием твердых частиц в опорный подшипник и накоплением механических загрязнений в зазорах и дроссельных сечениях узлов регулирования, приводящие к их залипанию и соответственно отказам системы регулирования турбины.

На рисунке 1 приведены на фотографиях характерных зон фильтровальных мембран после осаждения механических примесей.



А)

Б)

Рис. 1. Мембрана после фильтрации исходного масла;
 А) при 40 кратном увеличении; Б) при 100 кратном увеличении

Литература

1. Рекомендации по эксплуатационным очисткам энергетических масел АО «ОРГРЭС» РАО ЕС России. Департамент эксплуатации энергосистем и электростанций.
2. Р.А.Липштейн, М.И.Шахнович «Трансформаторное масло», Москва, Атомэнергоиздат, 1983.
3. РД «Маслосистемы турбин электростанций Украины. Анализ состояния и рекомендации Харьковское ЦКБ Минэнерго Украины ТИ-1205 от 08.04.98»
4. РД «Оборудование для очистки масла систем смазки и регулирования паровых турбин АООТ», Санкт-Петербург, Ленинградский металлический завод, 1998.

Моделирование теплогидравлики ТВС реактора ВВЭР-1000

Ю.В. Алтухов, С.Т. Лаврищев, Д.А. Чуйков
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

В ходе научно-исследовательской работы с помощью программы STAR-CD была создана модель безчехловой тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1000. Она создана с учетом реальных геометрических размеров и конструктивных особенностей.

Модель состоит из трех основных частей. Первая представляет собой хвостовик кассеты. Вторая часть

центральная зона ТВС в ней построены 312 тепловыделяющих элементов, 18 кластеров под поглощающие элементы, центральное отверстие и дистанционирующие решетки. Третья часть представляет собой головку ТВС.

Данная модель позволяет проводить исследование влияния на теплогидравлические процессы, поля температур и давлений различных характеристик дистанционирующих решеток, а также учесть неравномерность профиля энерговыделения как в радиальном, так и в аксиальном направлении.

На первом этапе были проведены расчеты гидродинамических величин при отсутствии внутреннего тепловыделения в модели. Имитирование процесса физического пуска реактора.

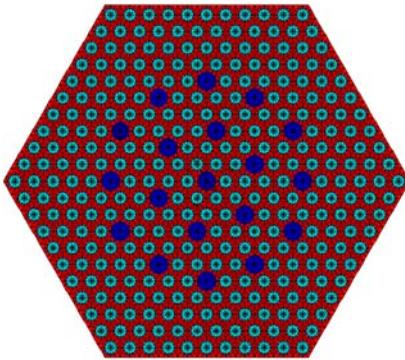


Рис.1. Поперечное сечение модели

Разработка датчика контроля водорода в натриевых контурах реакторной установки БН-1200 для обеспечения безопасной эксплуатации

М.Р. Лапшин

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

Для обеспечения надежной работы и конкурентоспособности с другими источниками энергии и другими типами реакторов, большое внимание в проекте БН-1200 уделяется обеспечению надежной, безопасной и долгосрочной эксплуатации реакторной установки. В связи с этим, разрабатываются системы безопасности, производственного и технического контроля. Поддержание

качества теплоносителя на заданном уровне является залогом успешной эксплуатации реакторной установки. Важнейшее влияние на качество теплоносителя оказывают содержащиеся в нем примеси: кислород, водород и углерод. В связи с этим, в данной научной работе рассматривается датчик контроля водорода в натриевых контурах реакторной установки БН-1200. Необходимость поддержания концентрации водорода в заданных пределах в первом контуре, обуславливается опасностью водородного охрупчивания материалов активной зоны, промежуточного теплообменника, трубопроводов и других элементов реакторной установки, а также ухудшением ядерно-физических свойств зоны. Во втором контуре для обеспечения безопасности необходимо своевременно зафиксировать повышение концентрации водорода, так как источником водорода здесь является малая или большая течь воды в парогенераторе.

Для контроля концентрации водорода в жидкометаллическом теплоносителе существуют приборы, основанные на различных физических явлениях, но различного рода недостатки этих приборов, вынуждают к созданию более совершенного оборудования. В настоящее время актуальным направлением является развитие оборудования по определению концентрации водорода, принцип работы которого основан на электрохимической ячейке.

В данной работе представлен вариант встройки электрохимического датчика концентрации водорода в натрий (ЭХДВ-Н) в корпус реакторной установки БН-1200 и узел встройки ЭХДВ-Н в трубопровод DN40 стенда системы автоматической защиты парогенератора (САЗ ПГ). Представлены результаты испытаний датчика на испытательном контуре стенда малых течей (ИК-МТ). Для методической отработки датчика для большого диапазона измерений концентрации водорода испытания ЭХДВ-Н предполагается провести на стенде САЗ ПГ на линии сдвухи. В работе представлен прочностной расчет элементов конструкции датчика и расчет толщины теплоизоляции трубопровода стенда САЗ ПГ под установку ЭХДВ-Н.

Литература

1. Таланчук П.М., Шматко Б.А., Заика Л.С., Цветкова О.Е.. Полупроводниковые и твердоэлектrolитные сенсоры. Киев: Техника, 1992
2. Технические требования ФС – 2036ТТ на встройку электрохимических датчиков водорода в натрии(ЭХДВ-Н) и газе(ЭХДВ-Г) в контур стенда СА3. 2008
3. «Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок ПНАЭ Г – 7 – 002 – 86». М.: Энергоатомиздат, 1989.

Сравнительный анализ методов учета неопределенностей

Н. Н. Олигеров

ИАТЭ НИЯУ "МИФИ", г.Обнинск

Проведение анализа неопределенностей важно для повышения степени обоснованности суждений, делаемых на основе расчетов. Результаты индивидуального расчета не являются абсолютно точными, так как всегда содержат неопределенности. В связи с этим актуальной становится задача определения интервала, в котором может находиться оцениваемая величина, характеризующая отклик системы на изменение параметров в пределах их неопределенностей.

Для проведения сравнительного анализа различных методов учета неопределенностей были разработаны несколько программ для работы со случайными числами. Calculator: operation with two uncertainty variables позволяет рассчитать сумму, разность, произведение и частное логнормальных и логравномерных распределений на основе метода квантильной оценки неопределенностей, и выводит матожидание, медиану, 5% и 95% квантили, среднеквадратичное отклонение, и дисперсию. На основе этой программы разработаны 2 модуля, позволяющие рассчитать параметры результирующего распределения при скалярном произведении логнормальных распределений, а также при скалярном произведении интервальных чисел. Пользователь через excel вводит параметры исходных распределений, а потом загружает этот файл в программу, которая рассчитывает параметры (для расчета скалярного произведения логнормальных произведений – матожидание, медиану, 5% и 95% квантили, среднеквадратичное

отклонение, и дисперсию; для расчета скалярного произведения интервальных чисел – верхнюю и нижнюю границы) результирующего распределения.

На рисунке1 представлен интерфейс программы для работы со случайными величинами, основанной на методе квантильной оценки неопределенностей.

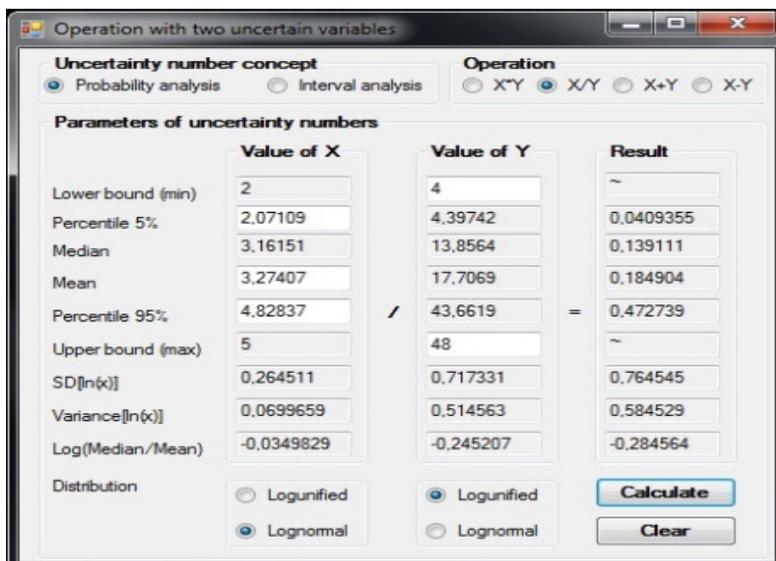


Рис.2. Пример интерфейса 1

Программа Calculator: Probability Analysis разработана для работы с нормальными и равномерными распределениями, и позволяет рассчитать матожидание, медиану, 10% и 90% квантили, дисперсию суммы, разности, произведения и частного нормальных и равномерных распределений на основе численных методов. Также эта программа выводит на экран исходные и результирующее распределения.

На рис.2 представлен интерфейс программы для сложения, вычитания, деления и умножения нормальных и равномерных распределений.

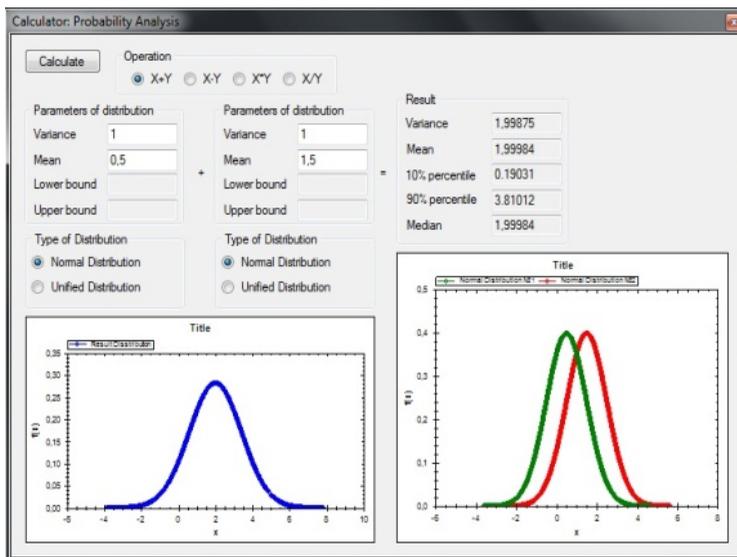


Рис.2. Пример интерфейса 2

Литература

1. А.Н. Румянцев Прогнозирование безопасности в ядерной энергетике. – Атомная энергия, 2007, т. 102, вып. 2, с.80-85.

Виртуальные лабораторные работы по физике

Н. Н. Олигеров

ИАТЭ НИЯУ "МИФИ", г. Обнинск

Виртуальные лаборатории это компьютерные программные комплексы, способные в интерактивной среде рассказать и показать о любых явлениях природы, даже самых сложных. Принципиальных различий в полученных данных у реальных и виртуальных лабораторий нет, но у виртуальных лабораторий есть несколько очевидных преимуществ перед реальными. Во-первых, реальные лабораторные установки стоят очень дорого, в отличие от тех, которые смоделированы на компьютерах. Во-вторых, для размещения реальных установок необходимо отдельное помещение, в то время как для того, чтобы пользоваться компьютерными лабораториями, необходим персональный компьютер. В-третьих, виртуальные лаборатории проще и безопасней в использовании, чем реальные установки.

В настоящее время идет программа компьютеризирования школ и в рамках национального проекта «Образование». Уже во многие школы в рамках данного национального проекта были поставлены компьютеры, в том числе и отдаленных от районных центров школ в деревнях и селах. Чтобы полностью усвоить курс физики, необходимо не только знать теорию, но и обладать минимальными практическими навыками работы с лабораторными установками. В сельские школы и провинциальные города в большинстве случаев невозможно завести лабораторное оборудование из-за того, что подобное оборудование стоит очень дорого, и средств, выделяемых государством на его закупку, катастрофически не хватает. Решить данную проблему можно заменив реальные лаборатории на виртуальные. Для их закупки и эксплуатации нужно минимум финансирования, а принципиальных различий в получаемом результате, как уже было отмечено выше, нет.

В настоящее время в Интернете можно найти много сайтов, с которых можно скачать (платно или бесплатно) виртуальные лабораторные работы. Было проведено исследование рынка в данной сфере, и авторы пришли к выводу, что ни в одной из виртуальных лабораторий, размещенных в Интернете, нет одновременно достойно выполненной графики для удобного использования программы, и тщательно проработанных физических моделей.

В настоящее время сделаны три лабораторные установки, готовые к эксплуатации: изучение колебаний (гармонических, реальных, затухающих, вынужденных), изучение электрического поля и эквипотенциальных поверхностей системы зарядов, и моделирование движения заряженных частиц в скрещенных электромагнитных полях.

Для работы виртуальных лабораторных работ требуется набор компонент Microsoft .NET Framework и выполнены в виде пользовательского графического интуитивно понятного интерфейса.

В функциональные возможности программы по изучению гармонических колебаний входят:

- построение графика зависимости смещения от времени;
- построение фазового портрета;

- вывод численного решения дифференциального уравнения, описывающее данный вид колебаний;
- для вынужденных колебаний – построение резонансной кривой;
- визуализация в интерактивной среде.

В функциональные возможности программы по изучению электрического поля и эквипотенциальных поверхностей системы точечных зарядов входят:

- отрисовка эквипотенциальных поверхностей системы точечных зарядов;
- построение силовых линий электрического поля;
- возможность работы с любым числом зарядов;
- пользователь может в интерактивном режиме расставлять заряды, не вводя координаты, а щелкая мышкой на специальном экране.

В функциональные возможности программы, моделирующей движение заряженных частиц в скрещенных электромагнитных полях:

- построение графиков зависимости координаты от времени;
- построение графиков зависимости $x(y)$, $y(z)$, $z(x)$;
- моделирование движения заряженной частицы в электромагнитном поле в трехмерной среде.

Ухудшение теплообмена при сверхкритических параметрах воды. Протяженность зоны ухудшенного теплообмена

А.С. Парфенов

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

Потребности тепловой энергетики вызвали серию исследований гидравлики и теплообмена при СКП в круглых трубах. В первых исследованиях были обнаружены области как более интенсивного, так и ухудшенного конвективного теплообмена по сравнению с обычными зависимостями для докритических давлений. Эти эффекты объясняются наличием пристенного слоя состоящего из «газовой» малотеплопроводной фазы, а центральная область потока, имеющая более низкую температуру, из жидкоподобной фазы, что и является причиной ухудшенного теплообмена. В

отличие от докритических давлений область ухудшенного теплообмена при СКП носит локальный характер.

Значительное число экспериментальных работ выполнено на модельных средах. Это, в основном, фреоны и диоксид углерода, азот и водород. В данном проекте как теплоноситель рассматривается только вода.

При нормальном режиме зависимости для расчета коэффициентов теплоотдачи примерно такие же, как и для сред докритического давления.

Исследованию особенностей теплообмена при локальном ухудшении при СКП посвящено много работ, например, [1-3], однако в подавляющем большинстве этих работ рассматриваются причины, приводящие к ухудшенному теплообмену, и определяются границы начала таких режимов [4].

Знание параметров границы между двумя видами режимов является одной из ключевых проблем при проектировании реакторов на сверхкритические параметры воды.

Исключить появление зоны с локальным ухудшением теплообмена, по-видимому, можно не всегда (например, работа на частичном уровне мощности, переходные процессы и т.п.). Поэтому кроме знания границы наступления таких режимов необходимо знать протяженность этой зоны, которую можно определить, если известен закон изменения коэффициента теплообмена в этой зоне в зависимости от режимных параметров. К настоящему времени таких корреляций нет.

Наличие зоны ухудшенного теплообмена представляет большую опасность не только для твэлов, когда температура оболочки твэла может превысить предельно допустимую для данного материала температуру, но и создает сложности при конструировании реакторной установки (либо парогенератора) в целом. Значительная протяженность этой зоны, в частности, в парогенераторе, не позволит получить проектные температуры пара. Поэтому помимо определения минимальных коэффициентов теплообмена для этой зоны необходимо знать и ее протяженность.

Литература

1. Протопопов В.С. Обобщающие зависимости для местных коэффициентов теплоотдачи при турбулентном течении воды

- и двуокиси углерода сверхкритического давления в равномернообогреваемых круглых трубах. – Теплофизика высоких температур.– 1977.– Т. 15.– № 4. – . 815 – 821.
2. Поляков А. Ф. О механизме и границах возникновения режимов с ухудшенной теплоотдачей при сверхкритическом давлении теплоносителей. // Теплофизика высоких температур. – 1975. – Т. 13. – № 6. – С. 1210 – 1219.
3. Razumovskiy V.G., Pis'mennyy E.N., Koloskov A.E., Pioro I.L. Heat transfer to supercritical water in vertical 7-rod bundle // In: Proc. of ICONE16 Intern. Conf. on Nucl. Eng. Orlando, Florida, USA, May 11-15, 2008. – Paper ICONE16–48954 (CD).
4. Курганов В.А., Зейгарник Ю.А., Маслакова И.В. Проблемы и результаты обобщенного описания закономерностей теплоотдачи к теплоносителям сверхкритического давления. // Доклад на международном семинаре «Вода и пар сверхкритических параметров в атомной энергетике: проблемы и решения» 22 – 23 октября 2008 г., Москва, НИКИЭТ (CD).

Мультимедийный курс лекций «Введение в ядерную специальность»

В.М. Муругов, А.А. Андрианов, А.И. Воропаев, Д.С. Попович

*Российская ассоциация ядерной науки и образования
г. Обнинск, Россия. www.ranse.ru*

В Обнинске уже более пяти лет, в основном на инициативной основе, с широким привлечением «ядерной» молодежи, реализуется проект «Формирование исторической и образовательно-просветительской базы знаний по атомной науке и технике».

Его основные цели:

- собрать, систематизировать и аккумулировать на единой распределенной платформе максимально возможное количество исторических, информационных и учебных материалов;
- создать учебные курсы, лекции и материалы нового поколения для студентов и молодых преподавателей ядерных кафедр;

- заложить основу для создания в России Интернет-портала, посвященного ядерному образованию.

Уже сегодня создаваемая база знаний по многим параметрам не имеет аналога в России:

- отечественные и зарубежные исторические, учебные и научно-популярные фильмы, старые хроники, документальные съёмки, видеопродукция предприятий отрасли (около 500 единиц);
- «Живая история» - видеозаписи людей, стоявших у истоков ядерной энергетики, атомного флота, космоса, ядерной медицины (около 20 часов);
- копии вековых исторических документов, фотографий (более 300);
- электронная библиотека старых, не потерявших актуальности учебников, монографий, справочников, обзоров (более 400).

С середины 2010г, опираясь на указанную базу, подготовлены и читаются курсы лекций в НИЯУ МИФИ:

- «История и методология ядерной энергетики», «Научно технические проблемы развития ядерных технологий» в ИАТЭ НИЯУ;
- «Перспективы развития мировой ядерной энергетики и роль международного научно – технического сотрудничества»(английский язык) – в ИМО МИФИ. Лекции читаются студентам физико-энергетического и естественно - научного факультетов ИАТЭ НИЯУ и студентам ИМО НИЯУ МИФИ (всего 14 учебных групп, около 200 студентов);
- Ведется работа по созданию мультимедийного, интерактивного курса «Введение в ядерную специальность».

Используя последние возможности информационных технологий, этот курс (10 лекций) должен в интересной, доступной и наглядной форме передать знания о базовых физических и технических принципах широкого спектра ядерных технологий, перспективы и важность их развития для обеспечения энергетической и социально-политической безопасности страны.

Каждая лекция имеет 2-х уровневую структуру (6-8 первый уровень, 6-10 второй). Каждый слайд 2-ого уровня содержит

3-5 кратких тезисов и 4-8 слайдов их поясняющих (фото, схемы, карты, таблицы, графики), некоторые с элементами анимации. В каждую лекции входит не менее 5-6 видеофрагментов. Возможны включения в виде блоков контроля знаний (тестирование по пройденным темам).

Мультимедийные лекции можно использовать в процессе обучения различными способами:

- как курсы дистанционного обучения (E-learning courses), размещая их в сети Интернет;
- в «живых лекциях», что увеличит эффективность восприятия информации аудиторией и значительно упростит задачу лектору;
- для индивидуального самообразования.

За основу принята программная среда Flash (*SWF/EXE), обеспечивающая:

- стабильность, высокую производительность;
- простоту управления;
- интерактивность (поддержка JavaScript);
- гибкие настройки и широкий инструментарий для демонстраций;
- поддержку различных типов данных (в т. ч. видео, аудио);
- и многое другое.

Подробнее о технологии, а так же о состоянии работ, планах и конкретных предложениях о развитии и внедрении данных инструментов в образовательный процесс будет изложено в полной версии доклада. (Доп. информация на сайте: www.ranse.ru)

Определение действительных расходов по измеренным значениям расходомера «ШАДР» реакторов РБМК

Н.Д. Разенков

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

Как известно, в реакторах типа РБМК-1000 имеется 1661 ТК, на каждом из которых установлен расходомер «ШАДР». Расход в каждом ТК устанавливается вручную индивидуально. В связи с этим нам необходимо знать действительные значения расходов. Исходя из своей конструкции при температуре теплоносителя выше 50⁰С

«ШАДР» показывает завышенные значения расходов. Это явление связано с тем, что частота вращения шарика напрямую связана с изменением вязкости воды.

В паспортных данных расходомера указана погрешность измерений в диапазоне температур (50 – 270⁰С). Она составляет порядка 12,5%, в том числе за счет температурного фактора – 8,3%. Такая погрешность достаточно велика и накладывает ряд неудобств в процессе эксплуатации энергоблока с реактором РБМК-1000.

Целью данной работы является нахождение действительных значений расходов по измеренным значениям с помощью «ШАДРа» и температуре теплоносителя.

Литература

1. Б.А. Дементьев «Ядерные энергетические реакторы», 2-е изд. перераб. и доп. – Москва: Энергоатомиздат, 1990 г.

Программный комплекс MEDNES для многокритериальной оценки эффективности структур ядерной энергетики

**А. А. Андрианов, Л. И. Светличный
ИАТЭ НИЯУ "МИФИ", г.Обнинск**

В работе приведено описание разработанного программного комплекса (ПК) MEDNES (Multi-criteria evaluator of developing nuclear energy systems). Данный комплекс предназначен для многокритериальной оптимизации структуры ядерной энергетики (ЯЭ) и основан на интегрированном подходе моделирования развивающихся систем – методах имитационно-динамического моделирования и исследования пространства параметров [1].

ПК MEDNES допускает интерактивное формирование и визуальное отображение структуры исследуемого ядерного топливного цикла (ЯТЦ).

На рис.1 приведен пример замкнутого плутониевого ЯТЦ двухкомпонентной ЯЭ, состоящей из тепловых и быстрых реакторов. Схема допускает возможность производства нескольких энергетических форм, наличия нескольких источников природного урана, произвольное число складов с вторичным топливом.

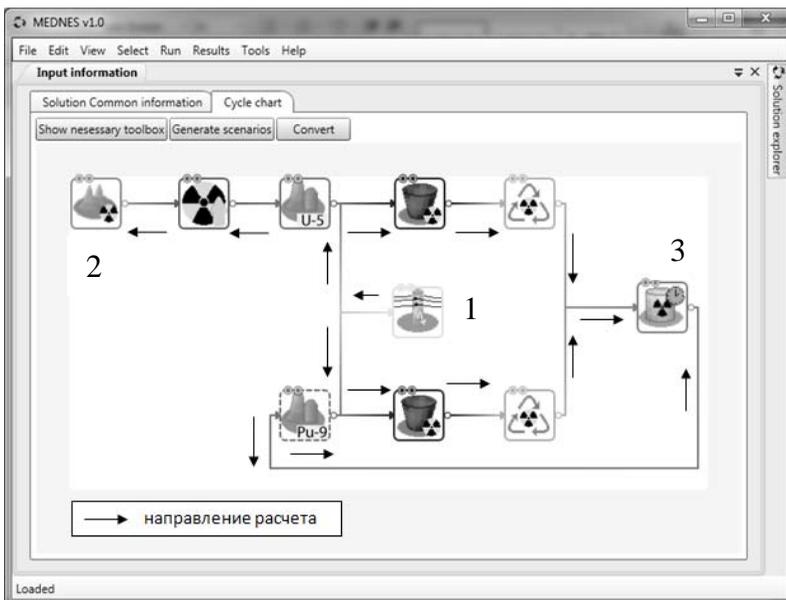


Рис.1. Интерактивный визуализатор ЯТЦ

Реализованный интегрированный подход к моделированию развивающихся систем ЯЭ требует создания большого числа вероятных сценариев развития. Для создания этих сценариев пользователю предлагается разделить параметры всех присутствующих на схеме элементов на два типа: постоянные и случайно генерируемые. Постоянные параметры задаются изначально, и их изменение не допускается после того, как хотя бы один сценарий сгенерирован. Для произвольных параметров требует выбрать метод генерации.

Генерируемые сценарии можно рассчитать сразу, либо сохранить в базе данных проекта. В случае выполнения расчета будут сохранены лишь те, которые удовлетворяют системным ограничениям.

Проведение расчетов осуществляется с помощью динамически создаваемого калькулятора. Методика проведения расчета подразумевает наличие хотя бы одной стартовой точки (на рис. 1 обозначена цифрой 1), которая бы не требовала для расчета своих показателей дополнительных внешних данных. Эта точка станет началом расчета. Затем расчет выполняется последовательно для всех зависимых элементов пока не дойдет либо до точки остановки (на рис. 1

обозначена цифрой 2) либо до склада (на рис. 1 обозначен цифрой 3). После того, как будет выполнены расчеты для всех промежуточных элементов производится обработка складов, проверка на выполнение системных ограничений, и, в случае выполнения этих условий, запускается следующий цикл расчетов, в противном же случае расчет останавливается.

Для оставшихся в рассмотрении сценариев на основании полученных данных рассчитываются критерии. Для этого пользователь должен выбрать из списка имеющихся индикаторов или самостоятельно ввести формулу, по которой хочет рассчитать показатель и все необходимые для этого дополнительные данные. На основе получаемых значений критериев строится Парето-эффективное множество сценариев, из которых эксперт выбирает наилучший, используя встроенные в ПК системы поддержки принятия решений.

Программа реализована на платформе Microsoft.NET 4.0[1] на языке программирования С# с использованием технологии WPF. Для хранения данных о проекте, связках внутри программы, а также для хранения схем представления, генерации и расчета схемы используется формат XML. Основное хранилище данных реализовано с помощью базы данных SQL (SQLite или MSSQL).

Литература

1. Имитационно-динамический подход к моделированию развивающихся ядерно-энергетических систем. *Труды III Международной конференции «Математические идеи П.Л. Чебышёва и их приложение к современным проблемам естествознания»*. Обнинск, 14-18 мая 2006 г. – Обнинск: ИАТЭ, 2008. - с. 66-71.
2. MSDN. Microsoft Development, Subscriptions, Resources, and More.

Выбор оптимальной расчетной сетки для сборки реактора PWR в задачах подготовки констант для динамических кодов

М.В. Силин, О.А. Григорьева, А.В. Левченко

*Обнинский институт атомной энергетики - филиал
федерального государственного бюджетного
образовательного учреждения высшего профессионального*

При моделировании динамических процессов в активной зоне реактора с помощью диффузионных кодов возникает задача подготовки макроскопических констант для этих кодов. При моделировании активной зоны реактора PWR с квадратной геометрией ТВС необходимо определить наиболее оптимальную расчетную сетку так, чтобы при наименьшем числе расчетных узлов на кассету отклонения от референтных данных были на уровне 0.2%.

Для подготовки макроскопических констант использовался код WIMSD4 [1]. С помощью данного кода подготовлено несколько моделей с разным количеством расчетных узлов на кассету (1, 4, 16 и 289 точек). При этом, для модели сборки с несколькими точками на кассету константы для каждого расчетного узла подавались в код DYNCO, по которому и оценивались значения k -бесконечного для сборки в целом. Результаты, полученные в ходе работы, сравнивались с результатами, полученными по коду MCNP [2].

В таблице приведены результаты расчетов k -бесконечного для полной сборки без выгорающего поглотителя [3], для двух и четырех групп нейтронов без стержней СУЗ, со стержнями СУЗ и со стержнями Ag-In-Cd по программам DYNCO и WIMS. Расчетные данные сравнивались с референтными данными (MCNP).

Результаты расчетов для 1 и 16 точек на кассету

<i>Вариант</i>	<i>4 группы</i>		<i>2 группы</i>		<i>MCNP</i>
	<i>DYNCO</i> (16 точек)	<i>WIMS</i> (1 точка)	<i>DYNCO</i> (16 точек)	<i>WIMS</i> (1 точка)	
Без стержней СУЗ	1.28187	1.28387	1.28141	1.28238	1.28445
Со стержнями В ₄ С	0.83273	0.83666	0.83499	0.82899	0.83230
Со стержнями Ag-In-Cd	0.90001	0.90461	0.89844	0.89782	0.90152

Из таблицы видно, что различия между результатами для 2 и 4 групп незначительны. Данные, полученные при различном количестве расчетных точек на кассету, хорошо согласуются с данными, полученными по коду MCNP. При этом результаты, полученные для 16 точек на кассету, ближе к референтным данным.

Литература

1. J. R. Deen, W. L. Woodruff, C.I. Costescu, L.S. Leopando: WIMS-ANL User Manual, Rev.2, ANL/RERTR/TM-23, June 1998.
2. Judith F. Briesmeister MCNP (A General Monte Carlo N-Particle Transport Code) User's Manual, Los Alamos National Laboratory Report, LA-13709-M, Version 4C UC 700 (April 10, 2000).
3. A. Yamamoto, T. Ikehara, T. Ito and E. Saji. Benchmark Problem Suite for Reactor Physics Study of LWR Next Generation Fuels. Journal of Nuclear Science and technology, Vol. 39, No. 8, p. 900-912 (August 2002).

Ядерные перспективы Калужской области

М.В. Фадеева, Н.О. Василенко и Д.Г. Лазаренко

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
(ИАТЭ НИЯУ МИФИ), Россия*

dglazarenko@mephi.ru, Tel: (48439)39405

В рамках 2-й международной конференции «Строительство АЭС» (26 ноября 2008 года, Москва) был анонсирован проект создания атомной станции малой мощности на базе реактора СВБР [1] в г. Обнинске Калужской области. В городе расположен Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского (ГНЦ РФ-ФЭИ), являющийся научным центром по отработке передовых ядерных технологий, в том числе – реакторов с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем. Однако с ужесточением требований, предъявляемых к месту сооружения АЭС, размещение энергоблока непосредственно в ГНЦ РФ-ФЭИ является крайне затруднительным – площадка находится непосредственно в городе со 100 тысячным населением и незначительно удаленна от столицы (~110 км). Исторически, Калужская область не рассматривалась в

качестве «атомного» региона из-за отсутствия близко расположенных крупных потребителей электроэнергии. В настоящее же время регион является центром быстрого роста автомобильной, тяжелой и наукоемкой промышленности и обладает значительным научным, техническим и кадровым потенциалом, которые в значительной мере могут способствовать успешному сооружению пилотного энергоблока с реактором СВБР. Целью данной работы являлся поиск перспективной площадки для строительства на территории Калужской области. На основании проведенного анализа, в качестве перспективной площадки, удовлетворяющей требованиям нормативных документов, была выбрана область деревень Афанасьево, Мелехово, Кирейково и Кцыни, при этом удаленность от Москвы составляет 280 км, в 30-ти километровую попадает один город - Жиздра (26км) с численностью населения 6 тысяч человек, а в радиусе 5-ти км населённых пунктов нет.

Литература

1. A.V. Zrodnikov, G.I.Toshinsky, O.G. Komlev, et al., “Nuclear Power Development in Market Conditions with use of Multi-Propose Modular Fast Reactors SVBR-75/100,” Nuclear Engineering and Design. 2006. Т. 236. № 14-16. С. 1490-1502.

Создание прецизионной модели реактора ВВР-Ц для последующей оптимизации его конструкции и наработки радионуклидов

В.В. Колесов, О.Ю. Кочнов, Ю.В. Волков, В.Ф. Украинцев,
Р.В. Фомин

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия

Исследовательский ядерный реактор ВВР-ц (15 МВт тепловой мощности) находится в эксплуатации с 1964 г. в ФГУП «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» в г. Обнинске. ВВР-ц представляет собой гетерогенный, водо-водяной реактор бассейнового типа. Реактор был специализирован для проведения широкого круга работ в области радиационной химии, структурных и материаловедческих исследований, активационного анализа, нейтронного легирования полупроводников и др. Реактор оснащен вертикальными и

горизонтальными экспериментальными каналами разных диаметров. С 1980 г. на базе реактора действует и развивается производство радионуклидов медицинского назначения и радиофармпрепаратов (РФП) на их основе. Учитывая успешность развития этого направления, а также выгодное географическое положение ВВР-ц в 1980 г. было принято решение о реконструкции реактора. Предусматривается модернизация активной зоны, создание нового, более эффективного отражателя и ряд других изменений. В настоящее время эта реконструкция проводится.

В связи с необходимостью улучшения параметров реактора и эффективности наработки радионуклидов на реакторе ВВР-ц была проведена работа по созданию прецизионной нейтронно-физической расчетной модели активной зоны реактора и органов СУЗ.

Модель стоилась для реализации нейтронно-физических расчетов методом Монте-Карло, прежде всего по коду MCNP-4C. Полностью моделировалась геометрия всех твэл (топливо, оболочка, водяной зазор, температуры компонентов), изотопный состав топлива в зависимости от выгорания, геометрия и состав органов СУЗ, отражателей, конструкций.

Созданная прецизионная модель реактора может быть использована для расчетов критичности с учетом отражателей и температур компонентов, весов органов СУЗ и потоков в экспериментальных каналах и исследуемых в них устройствах. Модель готова к проведению расчетов по модернизации и оптимизации реактора, его отражателей и конструкций экспериментальных каналов для повышения выработки традиционной и вновь разрабатываемой изотопной продукции.

В качестве примера в табл. 1 приведены рассчитанные по предложенной модели значения плотностей потока нейтронов в сравнении с экспериментальными данными.

Таблица 1. Сравнение рассчитанных плотностей потоков нейтронов с экспериментом.

Номер канала	1-1	4-1	8-9
Расчет	$5.1 \cdot 10^{13}$	$7.8 \cdot 10^{13}$	$6.9 \cdot 10^B$
Эксперимент	$6.8 \cdot 10^O$	$7.3 \cdot 10^H$	$4.4 \cdot 10^{IJ}$
Расхождение (Р-Э)/Э%	25	7	57

Следует отметить, что экспериментальные каналы расположены на границе активной зоны и отражателя, поэтому погрешности как расчета так и эксперимента в этой области достаточно высоки. Поэтому значительные расхождения в оценках потоков в этих областях не являются чем-то удивительным. Более информативными здесь могут служить сопоставления скоростей деления и энерговыделения в делящихся мишенях или скорости реакций захвата в экспериментальных устройствах.

Численное моделирование нестационарного теплообмена в верхней камере реактора MONJU при переходе в режим аварийного расхолаживания

С.В. Яуров

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

При проектировании быстрых реакторов важной составляющей проекта является обоснование тепло-гидравлических характеристик реакторов. В последнее время к решению данной задачи все более широко привлекаются тепло-гидравлические коды. Поэтому особое значение приобретает проблема верификации данных кодов.

Выполнение верификационного расчета основано на анализе переходного процесса, происходящего в верхней камере японского реактора MONJU, при переходе в режим аварийного расхолаживания. Соответствующий эксперимент на реакторе MONJU был выполнен вскоре в декабре 1995 года.

Экспериментальные данные, полученные в ходе эксперимента, представляют собой результаты измерений нестационарного поля температуры в верхней камере реактора MONJU для одного из переходных режимов, полученных в период его стартовых испытаний. В реакторе, первоначально работающем на стационарном уровне мощности, вследствие исходного отказа в системах третьего контура инициируется переход в режим аварийного расхолаживания. При этом в верхней камере реактора реализуется сложная картина течения и теплообмена вследствие одновременного действия сил вынужденной и естественной конвекции. Адекватное моделирование тепло-гидравлических процессов в верхней

камере быстрого реактора имеет особое значение, поскольку динамика температуры теплоносителя в ней определяет условия температурного нагружения корпуса реактора, что, в конечном счете, непосредственно влияет на его ресурс.

Выполнение параметрического анализа влияния счетных параметров, (количество элементов сеточного разбиения близкое к поверхностям конструкции) на точность получаемого решения, позволило сделать вывод о том, что трение теплоносителя о стенки верхней камеры не оказывает существенного влияния на распределение скоростей и температур в камере реактора. Также, выполненное параметрическое исследование отдельных физических явлений на процессы тепломассопереноса в верхней камере показало:

- Учет турбулентного переноса импульса и энергии слабо влияет на глобальную картину течения и теплообмена в камере реактора.

- Теплообмен с холодной камерой реактора, оказывает небольшое влияние на результаты расчета. Учет этого эффекта позволяет приблизиться к эксперименту.

Параметрический анализ переходного процесса, происходящего в верхней камере реактора MONJU, при переходе в режим аварийного расхолаживания показал, что наиболее существенным параметром, влияющим на перестройку картины течения и теплообмена в камере, является гидравлическое сопротивление отверстий во внутренней обечайке камеры. При адекватном выборе проходного сечения данных отверстий удастся значительно улучшить согласие расчетных и экспериментальных значений температуры.

Литература

1. V. Blind, U. Bieder and T. Sofu, "Benchmark Analysis of Sodium Natural Convection in the Upper Plenum of the MONJU Reactor Vessel: Preparation of a simplified model for the Upper Core Structures, DEN/CAD/DER/SSTH/LMDL/NT/2009-105/A, under Supervisory of Technical Working Group on Fast Reactors, International Atomic Energy Agency.

2. S. Yoshikawa and M. Minami, “Data Description for Coordinated Research Project on Benchmark Analyses of Sodium Natural Convection in the Upper Plenum of the MONJU Reactor Vessel under Supervisory of Technical Working Group on Fast Reactors, International Atomic Energy Agency,” JAEA-Data/Code 2008-024, Japan Atomic Energy Agency (2009).

СОДЕРЖАНИЕ

ПОДГОТОВКА КАДРОВ ДЛЯ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

<i>А.Н. Албутов, О.И. Савина, А.В. Муравьев, П.А. Белоусов, А.Б. Комиссаров</i>	
Использование современных информационных технологий для проведения научно-просветительской деятельности о радиационной безопасности.....	3
<i>А.М. Артемьева, В.И. Седин</i>	
Социальный отбор в системе профессионального отбора. Теория и практика.....	4
<i>П.А. Белоусов, Е.Б. Сидоров, Е.Г. Чуркин, А.В. Дунин</i>	
Система формирования кадрового резерва.....	7
<i>А.В. Ельшин</i>	
Использование расчетной модели активной зоны РБМК на базе комплекса программ САПФИР_95&RC_РБМК-РТ при обучении студентов ИЯЭ(филиал)СПбГПУ.....	9
<i>А.В. Годовых, А.В. Зуева, Б.П. Степанов</i>	
Психологическая подготовка персонала СФЗ.....	11
<i>П.Л. Кириллов</i>	
Болонская реформа образования (ее смысл и первые итоги).....	12
<i>Н. Азаренков, И. Гирка, В. Кириченко, О. Коваленко, С. Литовченко</i>	
Научное сопровождение подготовки специалистов для ядерной энергетики.....	14
<i>Н. Азаренков, И. Гирка, В. Кириченко, С. Литовченко</i>	
Развитие и сохранение ядерных знаний на базе международного сотрудничества.....	16
<i>Е.В. Леонова</i>	
Развитие творческой личности студента исследовательского университета.....	18
<i>Н.И. Лобковская, А.В. Железнякова</i>	
Создание банка данных выпускников специализированного технического вуза как фактор инновационного подхода кадровой политики атомной отрасли.....	18
<i>Н.В. Плешакова, А.Н. Анохин</i>	
Характеристики инструкций и их влияние на работу операторов БЩУ АС при ликвидации аварий.....	20

<i>N. Melekhina, V. Artisyuk, PhanThi Hong Hanh</i> Glossary Development for the Specialists of Nuclear Infrastructure.....	22
<i>V. Yugay, V. Artisyuk</i> Training courses for foreign professionals in small-power nuclear power plants. Knowledge preservation & transfer.....	23
<i>A. Yunikova</i> Price Analysis of the International Nuclear Training Programmes.....	25
<i>Э.В. Волков</i> Тренинг межкультурной толерантности для поддержки персонала АЭС новых атомных стран на этапах строительства и эксплуатации.....	26
<i>М.Н. Кандалова, М.Н. Машина</i> Опыт разработки программ обучения для менеджеров NEPIO строящихся АЭС.....	27
<i>Куприянов В.М.</i> ИНИС МАГАТЭ и управление ядерными знаниями.....	29
<i>В.М. Мурогов, А.И. Воропаев, Д.С. Попович</i> Мультимедийный курс лекций: «Введение в ядерную специальность» (Multimedia lecture course: «Introduction in the nuclear profession»).....	29
<i>А. Савенков, О. Пузанова</i> Формирование «культуры безопасности» и подготовка персонала в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» – главном конструкторе ВВЭР.....	31
<i>Г.А. Реймаров</i> Управление персоналом как часть технологического управления.....	34
<i>В.А. Руденко, Н.П. Василенко</i> Интеграция образования, науки и производства как основа повышения качества подготовки кадров для атомной отрасли.....	36
<i>В.В. Ткаченко, С.П. Саакян</i> Повышение квалификации представителей вузов Республики Беларусь.....	40
<i>А.В. Годовых, Б.П. Степанов</i> Вопросы организации в Томском политехническом университете лаборатории систем физической защиты и противодействия ядерному терроризму.....	41

А.М. Терехова, Ю.А. Казанский

Управление самостоятельной работой студентов младших курсов при помощи образовательной системы “Гелиос”.....43
С.Е. Щеклеин, О.Л. Ташлыков, Д.А. Носов, А.М. Тучков
О роли компьютерных технологий в подготовке специалистов для инновационных блоков с реакторами на быстрых нейтронах.....44

ИННОВАЦИОННЫЕ ЯДЕРНЫЕ СИСТЕМЫ И ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ

В.В. Алексеев, Е.А. Орлова, Ф.А. Козлов, Е.В. Варсеев, А.С. Кондратьев, И.Ю. Торбенкова

Моделирование массопереноса продуктов коррозии в контурах со свинцовым теплоносителем.....47

Б.В. Боляк, Е.В. Веретенников, Г.П. Богословская

Анализ экспериментальных данных по теплообмену при сверхкритических параметрах теплоносителя для перспективных ядерных реакторов четвертого поколения...48

А.А. Goverдовский, Б.В. Кебадзе, Д.М. Ковалев, Р.Р. Чернов

Экспериментальное определение энерговыделения в свинцовом и урановом образцах при облучении протонами высоких энергий.....50

A.V. Godovykh, I.V. Shamanin

Dependence of resonant absorption of neutrons in thorium-bearing neutron-multiplying systems, on changes the fuel-moderator ratio.....53

А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, В.И. Белозеров

Коммерческие быстрые реакторы.....54

А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, В.И. Белозеров

Экспериментальные быстрые реакторы.....56

А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, В.И. Белозеров

Демонстрационные быстрые реакторы.....58

А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, А.П. Сорокин,

В.В. Привезенцев, И.В. Санина

Моделирование теплогидравлических процессов для реактора БРЕСТ-ОД-300.....61

В. Кириченко, О. Коваленко, В. Леонов

Влияние эффекта Доплера второго порядка на распределение нейтронов.....63

<i>А.Г. Ильченко, А.Ю. Рябухов, Н.А. Лоцилов</i> Использование водородно-энергетического комплекса на АЭС с ВВЭР-1200 для получения дополнительной пиковой мощности.....	65
<i>А.В. Максимушкина, Ю.А. Коровин</i> Интерактивная система по расчету изотопного состава и наведенной активности облученных материалов.....	67
<i>В.К. Милинчук, А.С. Шилина, О.А. Ананьева</i> Исследование образования водорода при взаимодействии металлических материалов с водой.....	68
<i>А.С. Шилина, В.К. Милинчук</i> Синтез и свойства нового типа термостойкого наноструктурированного алюмосиликатного адсорбента....	70
<i>Е.А. Орлова, В.В. Алексеев, В.Г. Жмурин, С.А. Загребав, М.А. Орлов, Я.Н. Ширшов, Волов А.Н., И.Ю. Торбенкова, П.И. Тычинский, М.С. Арсентьев, Е.Ю. Прохорова</i> Защита поверхности стали при использовании фреонов в АЭС типа «БРЕСТ».....	71
<i>Н.А. Пискунова</i> Методика оценки свойств внутренней самозащищенности инновационных реакторов на примере высокотемпературного реактора с твердым теплоносителем ВРТТ и быстрого реактора БРЕСТ-ОД-300.....	73
<i>С.С. Шулепов</i> Получение титанатных матриц, содержащих имитаторы технеция и актинидов, методом самораспространяющегося высокотемпературного синтеза.....	76

ЯДЕРНОЕ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЕ

<i>М.В. Иванов, Н.П. Петровский, С.Н. Телков, Г.Н. Пинчук</i> Подходы к оценке состояния системы физической защиты на ядерных объектах при осуществлении надзора.....	77
<i>А.Г. Наймушин, Ю.Б. Чертков, А.К. Лиханов</i> Конверсия исследовательских установок как часть ядерного нераспространения.....	78
<i>A. Trofimov, G. Pshakin and M. Silaev</i> Informational Database of Nuclear Nonproliferation.....	80

РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС

- A. Babutski, V. Didenko, S. Gritsyuk, O. Mirzeabasov,
I. Pichugina, B. Yatsalo*
Land Use Management and Remediation of Contaminated Sites
With the Use of Spatial Decision Support System.....81
М.Г. Баклыкова
Оценка влияния Ростовской АЭС на онкозаболеваемость
жителей г. Волгодонска.....82
П.А. Блохин, Е.Ф. Митенкова
Спектр гамма-излучения отработанного ядерного топлива
реактора ВВЭР-1000.....84
И.А. Бубликова
Исследование тепловой нагрузки Ростовской АЭС на
Цимлянское водохранилище.....85
А.С. Гордеев, А.Б. Комиссаров, И.И. Черкашин
Развитие децентрализованных систем радиационного
контроля.....87
*А.Г. Гришин, И.В. Ягодкин, П.Н. Мартынов,
А.М. Посаженников, В.П. Мельников*
Обоснование применения метода электрофизического
воздействия на дисперсную среду в устройствах фильтрации
газовых сред от ультрадисперсных аэрозолей различного
происхождения.....90
М.В. Гуляев, Е.И. Шаврак
Тепловое воздействие Ростовской АЭС на окружающую среду
города Волгодонска.....92
Г.К. Игнатенко, С.Ю. Лубенская
Анализ проблемы оценки взаимодействия водоема-охладителя
АЭС и окружающей природной среды.....93
Г.В. Лаврентьева, О.А. Момот, Б.И. Сынзыныс, Г.В. Козьмин
Закономерности загрязнения почв техногенными
радионуклидами в районе размещения хранилища
радиоактивных отходов.....95
*О.А. Момот, Б.И. Сынзыныс, Т.И. Хаймович, Е.П. Лобкаева,
Г.В. Козьмин*
Оценка радиационного риска при воздействии
бета-излучения трития в когортах населения и
профессионалов-атомщиков.....97

<i>О.Г. Мызникова, С.С. Уткин, С.В. Панченко</i>	
Анализ чувствительности значений допустимых сбросов радиоактивных веществ в водоемы-охладители АЭС к неопределенности исходных данных, используемых для их расчета.....	99
<i>О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин</i>	
Оптимизация дозовых затрат в процессе глубокой модернизации блоков АЭС с целью продления срока эксплуатации (на примере замены парогенераторов ПГВ-1000).....	100
<i>В.П. Савченков, Т.А. Артамонова, О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин</i>	
Проектирование материалов для экранирования радиоактивных систем и оборудования с заданными защитными свойствами	102

ВЫСОКОСКОРОСТНЫЕ ВЫЧИСЛЕНИЯ

<i>А.М. Григорьев, Е.Е. Иванко, А.Г. Ченцов, А.Н. Сесекин, О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин</i>	
Решение задач маршрутной оптимизации применительно к радиационно опасным объектам с использованием суперкомпьютера «Уран».....	103
<i>Д.А. Моргунов, В.П. Кощеев, Ю.Н. Штанов, Т.А. Панина</i>	
Численное решение кинетического уравнения Фоккера-Планка методом пропегатора в задаче моделирования эффекта осевого каналирования	105
<i>А.В. Мышев</i>	
Метод виртуальной перспективы в информационных технологиях потоковых параллельных вычислений.....	108
<i>V.I. Golubev, I.E. Kvasov, I.B. Petrov, N.I. Khokhlov</i>	
Numerical modeling of dynamic processes occurring under the influence of earthquakes on the power structures in high-performance computers.....	109
<i>О. Kosolapov, Т. Kudryashova, S. Polyakov</i>	
A Parallel Program Software for Gas Dynamic Problems.....	110
<i>М.В. Яковлевский</i>	
Решение задач гидро- и газодинамики на высокопроизводительных гетерогенных вычислительных системах	112

МОЛОДЕЖНАЯ СЕКЦИЯ

Е.В. Антропова

NESI – модуль описания ядерных энергетических систем для среды энергетического планирования MESSAGE.....113

Е.В. Антропова

MODIS – программное средство поддержки выбора оптимальных параметров технологических процессов в условиях многокритериальной оценки.....115

В.И. Белозеров, Е.В. Варсеев, В.В. Колесов

Моделирование влияния “пэльного” эффекта на показания термопар на выходе из ТВС реактора ВВЭР -1000.....117

О. Горских

Программное обеспечение на основе генетических алгоритмов для оценки экономической эффективности инвестиционных проектов АЭС.....119

А.А. Догов, И.С. Купцов

Система визуализации данных IVIS.....121

А. А. Догов

Интерактивная система анализа цепочек распада.....123

Д.Ю. Кашин

Применение кластерного анализа для диагностики насосов систем безопасности.....124

Е.В. Коростелев

Обоснование и разработка модуля мембранной очистки энергетических масел.....125

Ю.В. Алтухов, С.Т. Лаврищев, Д.А. Чуйков

Моделирование теплогидравлики ТВС реактора ВВЭР-1000.....127

М.Р. Лапшин

Разработка датчика контроля водорода в натриевых контурах реакторной установки БН-1200 для обеспечения безопасной эксплуатации.....128

Н. Н. Олигеров

Сравнительный анализ методов учета неопределенностей...130

Н. Н. Олигеров

Виртуальные лабораторные работы по физике.....132

А.С. Парфенов

Ухудшение теплообмена при сверхкритических параметрах воды. Протяженность зоны ухудшенного теплообмена.....134

<i>В.М. Мурогов, А.А. Андрианов, А.И. Воропаев, Д.С. Попович</i> Мультимедийный курс лекций «Введение в ядерную специальность».....	136
<i>Н.Д. Разенков</i> Определение действительных расходов по измеренным значениям расходомера «ШАДР» реакторов РБМК.....	138
<i>А. А. Андрианов, Л. И. Светличный</i> Программный комплекс MEDNES для многокритериальной оценки эффективности структур ядерной энергетики.....	139
<i>М.В. Силин, О.А. Григорьева, А.В. Левченко</i> Выбор оптимальной расчетной сетки для сборки реактора PWR в задачах подготовки констант для динамических кодов.....	141
<i>М.В. Фадеева, Н.О. Василенко и Д.Г. Лазаренко</i> Ядерные перспективы Калужской области.....	143
<i>В.В. Колесов, О.Ю. Кочнов, Ю.В. Волков, В.Ф. Украинцев, Р.В. Фомин</i> Создание прецизионной модели реактора ВВР-Ц для последующей оптимизации его конструкции и наработки радионуклидов.....	144
<i>С.В. Яуров</i> Численное моделирование нестационарного теплообмена в верхней камере реактора MONJU при переходе в режим аварийного расхолаживания.....	146