

МИНИСТЕРСТВО ЭНЕРГЕТИКИ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ
ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ
ЛИТОВСКОЕ ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО
МИНИСТЕРСТВО ТОПЛИВА И ЭНЕРГЕТИКИ УКРАИНЫ
НАЦИОНАЛЬНАЯ АКАДЕМИЯ НАУК БЕЛАРУСИ
ГК ПО НАУКЕ И ТЕХНОЛОГИЯМ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ
МИНИСТЕРСТВО ПО ЧРЕЗВЫЧАЙНЫМ СИТУАЦИЯМ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ
МИНИСТЕРСТВО ПРИРОДНЫХ РЕСУРСОВ И ОХРАНЫ
ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ
МИНИСТЕРСТВО ЗДРАВООХРАНЕНИЯ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ
ОБЪЕДИНЕННЫЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ
И ЯДЕРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ - СОСНЫ НАН БЕЛАРУСИ
ИНСТИТУТ ЭНЕРГЕТИКИ НАН БЕЛАРУСИ
МЕЖДУНАРОДНЫЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЦЕНТР

**II Международная конференция
«Ядерные технологии XXI века»**

***ТЕЗИСЫ
докладов***

**II International Conference
«Nuclear technologies of XXI centuryes»**

ABSTRACTS

6 - 8 октября
Минск 2010

Настоящий сборник содержит тезисы докладов, присланных на II Международную конференцию «ЯДЕРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ XXI ВЕКА», по проблемам энергетики в мире, перспективам строительства АЭС в Республике Беларусь, различным технологическим и технико-экономическим аспектам, вопросам безопасности станции и международному сотрудничеству.

Тезисы представлены в авторском изложении, с корректорскими правками.

Рост напряжённости на энергетических рынках в последние годы не временное явление. Надежды на то, что преодолеть эту проблему удастся интенсификацией добычи ископаемых ресурсов, безосновательны. В результате процессов глобализации, интенсивного проникновения индустриальных технологий в развивающиеся страны и сопутствующих им потребностей в энергии сформировались условия, при которых нарастающий спрос на энергоресурсы удовлетворить все труднее.

Пока доминируют иллюзии, что проблемы энергообеспечения будут решены за счёт совершенствования рыночной системы и политических решений по гарантированию доступа к энергетическим ресурсам. Необоснованные надежды возлагаются на крупномасштабное использование биоресурсов и других возобновляемых источников энергии. Вклад их в решение проблемы энергообеспечения и развития масштабов хозяйственной деятельности вряд ли может стать определяющим в глобальном плане.

Рост мирового валового продукта, аналогично динамике валового внутреннего продукта конкретной страны, практически однозначно связан с ростом энергопотребления. Вся история развития цивилизации демонстрирует правоту этого утверждения. Известно, что рост экономики происходит несколько быстрее, чем рост энергопотребления, что обусловлено повышением эффективности использования энергии. Но принципиально важно другое обстоятельство: не было в истории такого периода, когда рост экономики сопровождался бы снижением энергопотребления.

Что касается отдельных стран, то столь же явная связь выявляется между энергопотреблением и ВВП, если принять в расчёт потребление энергии не только в форме первичных энергоисточников (уголь, нефть, газ, гидроэнергия, атомная энергия, биомасса и т.д.), но и энергию, потребляемую в товарной форме, поскольку обмен товарами между странами одновременно является и обменом энергией. Причём, «торговля» энергией в товарной форме в современной экономике приобрела весьма большие объёмы. Например, Россия из 1200 млн. т н.э. ежегодного производства энергии непосредственно в виде энергоисточников продаёт на мировом рынке почти 520 млн. т н.э., и ещё 210 млн. т н.э. в виде товаров так называемой сырьевой группы. Для внутреннего потребления в России остаётся примерно лишь 35% добываемой энергии, это существенно меньше по сравнению с потреблением энергии в развитых странах.

Учёт потребления энергии в товарной форме в дополнение к её потреблению в виде первичных энергоресурсов показывает, что удельный ВВП для всех стран с хорошей точностью пропорционален удельному энергопотреблению. Это оказывается крайне важным для оценки перспектив развития как мировой экономики в целом, так и отдельных регионов и стран.

Другой принципиально важной характеристикой современного мира является активный рост экономик развивающихся стран, что сопровождается соответствующим ростом потребления энергии. Более высокие темпы роста потребления первичных энергоресурсов в развивающемся мире по сравнению с развитыми странами указывают на тенденцию сближения технологической базы экономик разных стран.

Анализ различных энерготехнологий показывает, что справиться с проблемами ресурсного характера способна атомная энергетика большого масштаба. В определённом смысле сейчас формируется условие безальтернативности её масштабному развитию, от которого, может, и хотелось бы избавиться, но, скорее всего, не удастся.

Расчёты различных сценариев развития показывают, что к 2050 году на мировом энергетическом рынке наиболее вероятно сложится такая ситуация, при которой дефицит энергетических ресурсов будет составлять около 30%. И это при том, что в расчётах предполагалось интенсивное развитие всех альтернативных технологий (почти десятикратное по отношению к современному состоянию), в первую очередь возобновляемых источников.

Развитие глобальных процессов хозяйственной деятельности оказывается весьма драматичным для экономики развитых государств. Рост мирового ВВП, несомненно, сохранится, но он будет обусловлен главным образом развивающимися странами.

В этих условиях необходима разработка долгосрочной политики, ориентированной на переход от фазы развития за счёт постоянного увеличения добычи ресурсов к фазе масштабного развития, ориентированного на достижение устойчивости и безопасности в продовольственной, энергетической и экономической сферах. Опережающее развитие науки является необходимым условием повышения эффективности использования энергии и решения проблем энергетической и экономической безопасности и устойчивого развития.

ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ РЕАКТОРОВ ВВЭР-1000 И ВВЭР-1200

Е.К. Косоуров, Ю.М. Семченков, В.И. Павлов, А.М. Павловичев
РНИЦ «Курчатовский институт»

В докладе кратко рассмотрены этапы развития топливного цикла ВВЭР-1000. Отмечены некоторые конструктивные усовершенствования активной зоны, внедрённые на российских АЭС, и их влияние на характеристики топливных циклов. Сформулированы современные требования, предъявляемые к топливным циклам легководных реакторов российскими и иностранными заказчиками.

Конструктивные усовершенствования позволили разработать и внедрить на российских и зарубежных АЭС с ВВЭР-1000 топливные циклы, отвечающие требованиям безопасности и потребностям эксплуатирующих организаций. В докладе демонстрируются:

- картограммы и основные нейтронно-физические характеристики современных топливных циклов ВВЭР-1000, эксплуатирующихся и внедряемых на российских и зарубежных АЭС;
- зависимости натуральных показателей топливного цикла (выгорание, расход природного урана, удельное количество разделительных работ) от длительности кампании, количества и обогащения ТВС подпитки.

В настоящее время в России завершается разработка нового реактора ВВЭР с увеличенной до 1200 МВт мощностью. При разработке реактора ВВЭР-1200 использованы последние технические и конструктивные достижения, опробованные в современных проектах реакторов ВВЭР-1000. Топливные циклы для ВВЭР-1200 были спроектированы с учётом конструктивных и технологических особенностей нового реактора и ужесточённых (по сравнению с ВВЭР-1000) требований к топливным циклам. Доклад содержит следующую информацию о топливных циклах ВВЭР-1200:

- картограммы и основные нейтронно-физические характеристики проектных топливных циклов ВВЭР-1200;
- зависимости натуральных показателей топливного цикла (выгорание, расход природного урана, удельное количество разделительных работ) от длительности кампании, количества и обогащения ТВС подпитки;
- показано, как влияет на характеристики топливного цикла увеличение обогащения топлива выше 5% (исторически сложившийся предел обогащения топлива, на это обогащение спроектировано и лицензировано оборудование по производству и транспортировке топлива).

СОВРЕМЕННЫЕ ТЕНДЕНЦИИ В ОБЕСПЕЧЕНИИ БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ

В.А. Сидоренко

РНИЦ «Курчатовский институт»

К началу 21 века сформировалась вторая волна признания атомной энергетики.

Международным сообществом в рамках МАГАТЭ были сформулированы основные принципы и критерии инновационного развития атомной энергетики, в том числе по безопасности ядерных установок.

Определяющим в этой области стал принцип возможности размещения атомных станций по требованиям экономического развития регионов без предъявления серьёзных ограничений, связанных с защитой населения от потенциальной радиационной опасности.

В технологические решения ядерных установок и атомных станций последовательно стали внедряться подходы с максимальным использованием внутренне присущих свойств безопасности и «пассивных» средств обеспечения безопасности, активно развивавшихся с 70-х годов прошедшего века.

Важнейшим элементом дальнейшего развития является последовательное изучение и использование полученного опыта, включая опыт случившихся аварий.

Требуется внедрить в практику оптимальные решения по управлению авариями, в том числе и с возможными тяжёлыми последствиями, что имеет большое значение для принятия общественным мнением атомной энергетики.

Становление культуры безопасности остаётся базовым элементом обеспечения безопасности ядерных энергоустановок. Наблюдаются чёткие признаки успокоенности и эйфории, проявляющиеся в вымывании культуры безопасности в верхних эшелонах управления и государственной власти.

DEVELOPMENT AND ORGANIZATION OF SCIENTIFIC METHODOLOGY AND INFORMATION DATABASES FOR NUCLEAR TECHNOLOGY CALCULATIONS

O. Gritzay, O. Kalchenko

Institute for Nuclear Research NASU, Kyiv, Ukraine

Scientific support of NPPs has to cover several important aspects of scientific and organization activity, namely:

1. Training for group of high skilled specialists to do the following work:

- nuclear data generation for engineer calculations;
- engineer calculations to ensure the safety operation of NPPs;
- experimental-calculation support of fluence dosimetry at NPP.

2. Development of up-to-date computer base, equipped with necessary program packages for nuclear data generation and engineer calculations.

3. The updated Libraries of Evaluated Nuclear Data (ENDF), such as ENDF/B-VII (USA), JENDL-3.3 (Japan) и JEFF-3.1 (Europe), RUSFOND (Russia) and as a result the generation of specialized nuclear data multi-group libraries for special purpose engineer calculations.

To reach these purposes, the Ukrainian Nuclear Data Center (UKRNDC) was organized and developed for more, than 10 years (since 1996).

The capabilities of the UKRNDC are detailed below.

- Modern ENDF libraries, first of all the general purpose libraries, such as ENDF/B-7.0, -6.8, JEFF-3.1.1, JENDL-3.3, etc. These databases contain recommended, evaluated cross sections, spectra, angular distributions, fission product yields, photo-atomic and thermal scattering law data, with emphasis on neutron induced reactions.

- Codes for processing these data, updated to the last versions of ENDF and other libraries. First of all these are PREPRO 2007 package (Updated March 17, 2007) and NJOY package updated to versions NJOY-158 and NJOY-253 (in 2009). These codes may give the possibilities to produce the multi-group data for needed spectrum of interacting particles (neutrons, protons, gammas) and temperatures.

- Computer base of several specialized server stations, such as ESCALA- S120 (analogous to IBM -240 with RISC 6000 processor) operating under OS under OS UNIX (version AIX 5.1) and IBM PC operating under Linux Red Hat 7.2.

- The set of PC computers joined in UKRNDC network, operating mainly in OS Windows XP and connected with mentioned server stations. Some works, namely with the use of PREPRO 2007 package, may be fulfilled only at these PCs, while more complicated calculations to generate the point-wise group data or the data for MCNP package in ACE format need the use of our server stations.

- Qualified staff of specialists with experience of nuclear data work for many years and training in RSICC, IAEA NDS and other centers.

All directions of the activities of the UKRNDC are presented at the Center's web-site <http://ukrnrc.kinr.kiev.ua>.

Except all, this site is widely used for teaching the students of the Kyiv Taras Shevchenko National University with specialty "Nuclear Power Plants". Special training courses may prepare the specialist, ready for further perfection to work in sphere of NPPs.

БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС УКРАИНЫ: СОВРЕМЕННЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ И ТЕНДЕНЦИИ

А. Бережной, А. Севбо

ГНТЦ ЯРБ Госатомрегулирования Украины и НАН Украины

Основой принятия любого решения по безопасности ядерных установок является оценка влияния последствий принимаемого решения на безопасность. Эти оценки могут выполняться на основе как детерминистических, так и вероятностных методов. В настоящее время успешно завершена разработка вероятностных анализов безопасности (ВАБ) для всех типов энергоблоков АЭС Украины. Результатом являются количественные показатели безопасности энергоблока и техническая база для обоснования возможных модернизаций АЭС, направленных на повышение безопасности. Кроме того, одним из результатов работ по ВАБ является разработка современных моделей, которые могут быть использованы в качестве основы при выполнении анализа аварийных режимов в реакторной установке и гермообъёме, для обоснования противоаварийных инструкций и других анализов. Логическим продолжением работ по ВАБ, выполненных в рамках оценки безопасности, является применение рискориентированных подходов (РОП) при эксплуатации и в регулирующей деятельности. Такие подходы при принятии решения позволяют добиться преимуществ, по сравнению с традиционными подходами, за счёт: рассмотрения и учёта широкого спектра вопросов безопасности; ранжирования проблем

безопасности на основе количественной и качественной оценки значительности рисков; рассмотрения и оценки широкого ряда корректирующих мероприятий, направленных на решение этих проблем; оценки и учёта неопределённостей в анализах, которые использованы в качестве основы для принятия решения и др.

Одним из примеров применения оценок риска на практике является использование количественных результатов ВАБ и вероятностных моделей для определения дефицитов безопасности; формулирования предложений по компенсирующим мероприятиям; вероятностному обоснованию мероприятий и демонстрации повышения безопасности энергоблока АЭС. Использование вероятностных методов в деятельности по идентификации дефицитов безопасности и оценки влияния на риск при эксплуатации АЭС в целом направлено на повышение безопасности и повышение экономичности эксплуатации АЭС за счёт: 1) обоснования приоритетов повышения безопасности; и 2) более эффективного использования ресурсов для целей повышения безопасности. При этом текущий уровень безопасности энергоблока не снижается.

В докладе представлены основные подходы, принципы и критерии принятия решений в рамках РОП, обобщён отечественный опыт и тенденции повышения безопасности АЭС, предложены рекомендации по внедрению оценок риска в деятельность по регулированию безопасности и эксплуатацию АЭС.

РАДИОНУКЛИДЫ УРАНА И РАДИЯ И ИХ МИГРАЦИОННАЯ СПОСОБНОСТЬ В ПОЧВАХ БЕЛАРУСИ

С.В. Овсянникова, Г.А. Соколик, Е.В. Войникова, М.В. Попеня
Белорусский государственный университет

Одной из важнейших задач обеспечения качества питьевой воды является радиационный контроль природных вод, используемых для водоснабжения населения. Радиоактивность воды обусловлена естественными и техногенными радионуклидами. Естественные радионуклиды вносят существенный вклад в формирование дозы облучения населения. Только терригенные радионуклиды радиоактивного семейства ^{238}U вместе с дочерними продуктами распада обеспечивают, в среднем, эффективную дозу облучения жителя Земли 1,2–1,3 мЗв в год при суммарной дозе от всех естественных источников излучения 2,4 мЗв в год. Согласно нормам радиационной безопасности, действующим в Республике Беларусь, для населения эффективная доза облучения человека от радионуклидов, содержащихся в питьевой воде, не должна превышать 0,1 мЗв в год. Это достигается, если удельная активность питьевой воды не превышает 0,1 Бк/кг по суммарному альфа-излучению и 1,0 Бк/кг по суммарному бета-излучению. Соответствующие уровни вмешательства для радионуклидов ^{238}U и ^{226}Ra , содержащихся в питьевой воде, 3,1 и 0,5 Бк/кг.

В связи с необходимостью ограничивать поступление в организм человека наиболее опасных альфа-излучающих радионуклидов, к числу которых относятся ^{238}U и ^{226}Ra , актуальной задачей является контроль их содержания в тех объектах окружающей среды, откуда они могут проникать в источники водоснабжения населения. Определяющее влияние на интенсивность миграции радионуклидов в почвенном покрове и их проникновение в грунтовые и поверхностные воды оказывают радионуклиды, накапливающиеся в почвенных поровых растворах. Именно эти радионуклиды составляют запас миграционноактивных форм радионуклидов в почвах.

Цель настоящей работы – установить запас миграционноактивных форм радионуклидов урана и радия в почвах различного генезиса и оценить миграционную способность радионуклидов при поступлении в грунтовые и поверхностные воды. Объектами исследования являлись образцы 0–10 см слоёв почв, отобранные в разных регионах Беларуси, и пробы поровых растворов, выделенные из этих почв методом высокоскоростного центрифугирования. Содержание радионуклидов урана и радия в образцах определяли посредством радиохимического анализа с альфа-спектрометрической идентификацией радионуклидов.

Установлено, что при удельной активности почвенных образцов 4,8–22 Бк/кг по ^{228}U и 4,5–29 Бк/кг по ^{226}Ra содержание соответствующих радионуклидов в поровой влаге почв варьирует в пределах 11–66 и 2–21 мБк/кг. Запас миграционноактивных форм радионуклидов в почвенных поровых водах составляет 0,06–0,7 % от содержания в почве ^{228}U и 0,01–1,0 % от содержания ^{226}Ra . Показано, что в изученных почвах доля урана, наиболее легко включающегося в миграционные процессы, как правило, превышает соответствующую долю радия. Это обеспечивает более интенсивное, по сравнению с радием, поступление урана в грунтовые и поверхностные воды. Выявлено, что увеличение относительного содержания органических компонентов в почвенной влаге способствует увеличению запаса миграционноактивных форм урана в почве. Показано, что миграционная способность радионуклидов урана и радия уменьшается в ряду почв: торфяно-болотных–торфянистых–дерново-подзолистых песчаных и супесчаных.

Полученная информация позволяет сравнивать интенсивность поступления радионуклидов урана и радия в природные воды, используемые в качестве источников водоснабжения населения, в экосистемах с разным типом почвенного покрова.

ПЕРСПЕКТИВЫ УЧАСТИЯ БЕЛОРУССКИХ ОРГАНИЗАЦИЙ В СТРОИТЕЛЬСТВЕ АЭС

И.С. Куликов, С.А. Клус, П.И. Ширвель

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

Капитальные затраты на строительство АЭС достаточно велики, поэтому одна из важнейших задач, которую необходимо решать уже на начальной стадии проектирования станции, – это поиск путей снижения стоимости АЭС. Для Республики Беларусь наиболее реальным путём снижения финансовых вложений в строительство станции является максимальное использование отечественного производственного потенциала, а также оптимизации по стоимости и качеству поставляемых на АЭС оборудования и материалов при тесном взаимодействии с генеральным подрядчиком, которым определено российское ЗАО «Атомстрой-экспорт».

В реализации проекта по созданию БелАЭС в первую очередь могут участвовать отечественные предприятия машиностроительной отрасли, на которых могут производиться (при соответствующей подготовке) теплообменное оборудование, трубопроводы, трубопроводная арматура, воздухопроводы, насосы, подогреватели питательной воды, элементы парогенераторов, турбин и конденсаторов. Существует возможность производства на белорусских предприятиях и других комплектующих, приборов, электронной аппаратуры и строительных материалов.

В докладе представлен подробный анализ возможностей участия предприятий Республики Беларусь в строительстве атомной станции. Рекомендованы соответствующие предприятия для производства конкретных элементов оборудования, приборов и электронной аппаратуры, а также строительных материалов для атомной станции.

Исследовательская работа по данному направлению проводилась в тесном взаимодействии с предприятиями и организациями Республики Беларусь, которые были предварительно определены как наиболее вероятные участники в строительстве АЭС. Анализу были подвергнуты более 200 отечественных предприятий и организаций Министерства промышленности, Министерства архитектуры и строительства, Министерства энергетики, Национальной академии наук Беларуси, Министерства образования, Управления делами Президента Республики Беларусь, а также ряд предприятий без ведомственной принадлежности. Более 30 предприятий документально подтвердили своё согласие в изготовлении и поставках оборудования и материалов для будущей белорусской АЭС.

ОРГАНИЗАЦИЯ ВХОДНОГО КОНТРОЛЯ МАТЕРИАЛОВ И ОБОРУДОВАНИЯ ПРИ СТРОИТЕЛЬСТВЕ АЭС

Л.Е. Бовыкина, И.С.Куликов, М.Н. Лобко

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

Предложен принципиальный подход по организации входного контроля материалов и комплектующих изделий на первом этапе строительства атомной станции, который в последующем предполагается быть усовершенствованным. Основными звеньями данного подхода являются:

- создание службы входного контроля (СВК), находящейся в подчинении дирекции АЭС (структура и функции СВК определяются руководством станции);
- определение задач входного контроля и документации, её содержания и порядка разработки для организации контроля входящих материалов и изделий для АЭС;
- порядок поставки и приёмки входящих материалов и оборудования; порядок проведения входного контроля.

Входной контроль на первом этапе строительства предлагается проводить по следующей схеме: проведение испытаний по всем показателям качества, предусмотренным нормативной технической документацией на продукцию и (или) договором (контрактом) на поставку.

Предложены соответствующие формы документов для реализации процедуры входного контроля.

ГАРАНТИИ МАГАТЭ: СДЕРЖИВАНИЕ РАСПРОСТРАНЕНИЯ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ

О.Б. Гурко

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

Большинство стран мира используют ядерные технологии для самых разнообразных мирных целей – производства электроэнергии, диагностики заболеваний и лечения рака, в многочисленных промышленных применениях и для стерилизации продуктов питания и медицинских материалов. По крайней мере, 30 стран имеют ядерные энергетические реакторы. Более чем в 70 странах существует большое количество других крупных установок, содержащих ядерный материал, который «поставлен под гарантии» в соответствии с соглашениями МАГАТЭ с правительствами.

Гарантии – это комплексная деятельность, осуществляя которую, МАГАТЭ стремится проверить соблюдение государством его международных обязательств не использовать ядерные программы с целью создания ядерного оружия. Система гарантий основывается на оценке точности и полноты заявлений относительно ядерного материала и связанной с ядерной областью деятельности, которые государства представляют МАГАТЭ. К настоящему времени такие соглашения с МАГАТЭ заключили порядка 150 государств, предоставивших ядерные материалы, установки и деятельность для изучения их инспекторами по гарантиям МАГАТЭ.

После заключения в 1968 году Договора о нераспространении ядерного оружия (ДНЯО) МАГАТЭ стало осуществлять функции по проведению проверки соблюдения обязательств о «мирном использовании», взятых в рамках ДНЯО и аналогичных соглашений, известных как его роль по применению «гарантий»

В соответствии с ДНЯО правительства во всем мире берут обязательства в отношении трёх общих целей: предотвращения распространения ядерного оружия; достижения ядерного разоружения; оказания содействия мирному использованию ядерной энергии. Все государства, не обладающие ядерным оружием и являющиеся участниками ДНЯО, обязаны поставить весь ядерный материал в ядерной деятельности под гарантии МАГАТЭ и заключить с Агентством соглашение о всеобъемлющих гарантиях. ДНЯО, государствами – участниками которого являются все, за малым исключением, члены мирового сообщества, является юридическим соглашением в области разоружения и нераспространения, насчитывающим наибольшее число участников.

В качестве основной меры по применению гарантий в отношении заявленного материала МАГАТЭ использует учёт ядерного материала. В рамках системы государственных систем учёта и контроля ядерного материала осуществляется контроль количества присутствующего на ядерной установке ядерного материала и изменений этих количеств во времени. Кроме того, МАГАТЭ анализирует всю соответствующую информацию, получаемую посредством проверки, и информацию из других источников, с тем чтобы обеспечить согласованность с заявлениями государств.

СТРОИТЕЛЬСТВО АЭС В БЕЛАРУСИ И ВОСПРИЯТИЕ ОБЩЕСТВОМ РАДИАЦИОННОГО РИСКА

А. Ф. Маленченко

Институт радиобиологии НАН Беларуси,

И.В. Салтанова, С.Н. Сушко

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

Прошедшие годы после аварии на ЧАЭС сопровождалась жёсткой критикой атомной энергетики, что наложило отпечаток на её восприятие, которое по уровню и направленности широко варьирует среди населения. Строительство АЭС требует учёта сложившейся ситуации и отношения людей к атомной энергетике и должно вестись «внимательно и осторожно».

Драматизация информационного освещения проблемы породила искажённое восприятие радиационных последствий, обусловленных аварией. Констатируется, что наиболее серьёзной проблемой общественного здравоохранения, вызванной аварией, являются психические последствия для здоровья, т.е. психоэмоциональный стресс, обусловленный неадекватной информацией и формированием искажённого восприятия радиационного риска (ВОЗ, 2005).

Оптимизация стратегии развития ядерной энергетики должна соответствовать основной социальной цели – её приемлемости для общества, что, в первую очередь, зависит от адекватности восприятия АЭС как промышленного объекта.

Для этого необходимо иметь представление о том, что люди знают о риске эксплуатации АЭС, что хотели бы узнать и в каких вопросах разобраться.

Средствам массовой информации принадлежит доминирующая роль в этом процессе.

Коррекция отношения к опасностям для здоровья эксплуатации будущей АЭС – одна из наиболее актуальных и сложных социальных проблем в развитии ядерной энергетики. Она касается каждого гражданина с его собственной шкалой жизненных ценностей и мотивацией их сохранения и улучшения. Необходимо донести до понимания каждого человека, что в настоящее время нет, и не может быть, производств, которые полностью исключают риск гибели, травмы или заболевания. Разработка новой технологии сопровождается не только принесением в жизнь соответствующих запланированных экономических выгод, но даёт также определённую величину техногенного риска для населения.

В сознании людей сам факт констатации наличия риска является официальным признанием обоснованности их волнения по поводу серьёзности угрозы. Недостаток или искажённая информация порождают состояние психологической напряжённости, формируя своеобразный синдром «болезнь информации», и искажают реальное восприятие риска и его источника – АЭС.

В силу этого строительство АЭС в Беларуси требует учёта сложившейся ситуации и отношения людей к атомной энергетике, негативным аспектам которых длительное время посвящалось большинство публикаций в средствах массовой информации. Изменение этого состояния требует продуманной, осторожной и длительной информационной работы для коррекции восприятия радиоэкологических аспектов ядерной энергетики.

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ДОЛГОСРОЧНОГО РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ И МИРА

(Оценка оптимальной структуры энергетики России и мира в долгосрочной перспективе)

С.В. Соломин, О.В. Марченко

Институт систем энергетики им. Л.А. Мелентьева СО РАН, Иркутск

Актуальность исследований долгосрочных перспектив развития мировой энергетики определяется тесными взаимосвязями национальных энергетических систем с мировыми рынками топлива и энергетического оборудования. Кроме того, в настоящее время стало очевидным, что воздействие человечества на биосферу создаёт угрозу её необратимых глобальных изменений и угрожает самому существованию человеческой цивилизации.

В ИСЭМ СО РАН работы по долгосрочному прогнозированию мировой энергетики проводятся с 80-х годов прошлого века. В качестве основного инструмента исследований используется Глобальная энергетическая модель GEM (Global Energy Model). Эта модель – оптимизационная, линейная, многорегиональная и квазидинамическая. Мир разделен на 13 регионов, в том числе Россия – на две части – европейскую и азиатскую. В модели находится минимум целевой функции (суммарные дисконтированные затраты на развитие и функционирование мировой энергетики на временных интервалах в 25 лет) при соблюдении ограничений на ресурсы, потребление энергии, инвестиции, масштабы развития отдельных технологий, выбросы вредных веществ в окружающую среду и др.

В модели GEM описаны несколько сотен энергетических технологий. В частности, предусмотрена возможность моделирования электростанций на разных видах органического топлива (мазут, уголь, газ, биомасса, метанол, диметиловый эфир) и на водороде, атомных электростанций (с тепловыми и быстрыми реакторами), ГЭС, ветровых, солнечных и геотермальных электростанций. Моделируются добыча первичных энергоресурсов, производство вторичных энергоносителей и конечных видов энергии.

Проведённые исследования долгосрочных перспектив развития мировой энергетики позволили сделать следующие основные выводы:

1. В ближайшие два–три десятилетия роль органического топлива будет оставаться значительной во всех рассмотренных сценариях. Однако к концу первой четверти века при реализации сценариев с ограничениями на выбросы CO₂ они будут постепенно вытесняться технологиями с использованием безуглеродных энергетических ресурсов.

2. Наложение ограничений на выбросы CO₂ приводит к необходимости более быстрого развития и широкомасштабного внедрения технологий использования ядерной энергии, наиболее экономически эффективных технологий использования возобновляемых энергоресурсов, а также методов получения, транспорта и использования у конечных потребителей экологически чистого энергоносителя – водорода.

3. Наиболее экономически эффективным способом ограничения выбросов диоксида углерода является широкомасштабное развитие ядерной энергетики, которое требует перехода на новые более эффективные и существенно более безопасные технологии с использованием практически неограниченных ресурсов урана-238 (бридеры или реакторы на быстрых нейтронах).

РАСПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОУГЛЕРОДА В ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ ТЕРРИТОРИИ БЕЛАРУСИ В РАЙОНАХ, ПРИМЫКАЮЩИХ К АЭС

Н. Д. Михайлов

Республиканское унитарное предприятие
«Белорусский научно-исследовательский геологоразведочный институт»

Беларусь, не имеющая собственной атомной энергетики, вдоль своих границ окружена действующими АЭС: Игналинской, Чернобыльской и Смоленской, которые оснащены реакторами РБК. Даже при безаварийной работе одной мегаватной ядерной установки в атмосферу поступает радиоуглерод (^{14}C), образующийся в активной зоне реактора с активностью до 1 Ки/сут. Повышенные концентрации этих изотопов в окружающей среде отмечаются и в случае ненадёжности мест захоронения отходов ядерно-топливной отрасли. Поэтому, начиная с прошлого века, в институте ведётся программа радиоуглеродного мониторинга территории Беларуси, примыкающей к атомным электростанциям.

Определение концентраций радиоуглерода проводилось сцинтилляционным методом в бензоле. Синтез бензола (C_6H_6) из углеродсодержащих образцов выполнен на установке синтеза, регистрация α -частиц ^{14}C проводилась с использованием высокочувствительного счётчика LKB Gardian. В «фоновых» (не испытавших влияния АЭС) районах содержание ^{14}C в природных объектах характеризуется величинами, которые имеют диапазон значений 92–107 % рМС и сопоставляются с данными (Levin et al, 1985) по концентрации радио-углерода «чистого» воздуха Центральной Европы.

Радиоуглерод района Игналинской АЭС.

По сравнению с «фоновыми» отмечается повышение концентраций радиоуглерода в растительности до 150–190 % рМС. Характерно наличие повышенных концентраций радиоуглерода непосредственно в воде озера Дрисвяты (127–154 % рМС), связанного каналами с Игналинской АЭС, и в приземном слое воздуха. Эти данные довольно близко сопоставляются с определениями ^{14}C в водах озера Дрисвяты, проведёнными Ю. Я. Банисом (1988). Повышенные концентрации (120–150 %) радиоуглерода наблюдаются также в карбонате раковин моллюсков, отобранных на побережье озера Дрисвяты, и в скорлупе яиц домашних кур, источником питания которых являлись зерновые, выращенные на приусадебных участках д. Пашевичи (152 %).

Радиоуглерод аварийной и действующей Чернобыльской АЭС.

В результате того, что авария на Чернобыльской АЭС произошла в период максимальной скорости вегетации растений (конец апреля – начало мая), значительная часть радиоуглерода, довольно отчётливо фиксируемого в воздушном пространстве, была поглощена растительностью. На это указывает активность ^{14}C в листьях берёзы, дуба, однолетних травах. При этом степень активности радиоуглерода увеличивалась по направлению к самой станции. Так, в районе г. Минска концентрация ^{14}C в растительности составляла 200%, а в районе г. Гомеля 600–700 % (Михайлов и др., 1996). Вблизи Чернобыльской АЭС содержание радиоуглерода в растительности даже в 1997 году достигало 300 % и более. Эти данные позволяют сделать реальную оценку последствий выброса радиоуглерода в момент катастрофы. Доказательством этому служат результаты распределения радиоуглерода по вертикальному профилю почвенно-болотного субстрата растительности, отобранного в болотных почвах со степенью загрязнения $\text{Cs} > 40$ Ки/км². Концентрации ^{14}C в верхней части профиля составляли 825 % и закономерно уменьшались с глубиной до 145 %. Повышение содержания радиоуглерода фиксируется не только в растительности. Примером этому служат данные по распределению ^{14}C (150 % рМС) в скорлупе яиц диких птиц, обитающих в заболоченных местах непосредственно в Чернобыльской зоне со степенью загрязнения по Cs 40 Ки/км².

Полученные данные свидетельствуют о необходимости включения радиоуглерода в комплекс мониторинга окружающей среды Беларуси.

КОМПЛЕКС ГЕОЛОГО-ГЕОФИЗИЧЕСКИХ ИЗЫСКАНИЙ ПРИ ВЫБОРЕ ПЛОЩАДОК ДЛЯ СТРОИТЕЛЬСТВА АЭС И ОЦЕНКИ СЕЙСМИЧЕСКОЙ ОПАСНОСТИ

*А.Н. Шуравин, А.В. Беляшов, А.П. Иваненко, А.В. Гаврилов, В.В. Лосич, Ф.Ш. Беляшова,
В.Б. Ковалев, А.И. Иващенко, Л.Г. Москалец*

Республиканское унитарное предприятие «Белгеология»

Выбор площадок для размещения АЭС производится по широкому кругу критериев. Одним из основных критериев является отсутствие разрывных нарушений горных пород на территории площадки, поскольку подвижка по нарушениям может привести к деформации сооружений АЭС и, тем самым, к аварии. Определённую опасность представляет возможность смещения горных пород по близлежащим разрывным нарушениям при землетрясении. Основной целью геофизических работ 2006 – 2009 годов являлся выбор площадок, на которых нет разрывных нарушений, т.е. «монолитных» блоков земной коры.

Для выбора перспективных площадок под размещение АЭС применялся комплекс геофизических методов исследований, включающий:

- гравиметрическую съёмку (измерение поля силы тяжести Земли);
- магнитометрическую съёмку (измерение магнитного поля Земли);
- электроразведку методом переходных процессов (ЭМПП);
- радонометрию;
- сейсморазведку.

Исследования были выполнены на Краснополянской и Кукшиновской площадках и Островецком пункте. На Верхнедвинском пункте были проведены анализ и обобщение имеющихся геолого-геофизических материалов.

По результатам геофизических исследований получена надёжная информация о геологическом строении кристаллического фундамента и осадочной толщи. Установлено, что стратиграфические границы в разрезе осадочной толщи и поверхность кристаллического фундамента залегают субгоризонтально. При этом поверхность фундамента в ряде случаев осложнена малоамплитудными (20 – 40 м) тектоническими разломами.

На Кукшиновской и Краснополянской площадках установлены в отдельных случаях разломы амплитудой до 150 м.

Все выделенные по поверхности фундамента тектонические нарушения затухают в низах осадочной толщи (рифейские отложения).

По глубинным структурно-тектоническим условиям, установленным по результатам геофизических исследований, наиболее благоприятным для строительства АЭС является Островецкий пункт, характеризующийся самыми спокойными тектоническими условиями.

МОДЕЛИРОВАНИЕ МЕХАНИЧЕСКОГО ПОВЕДЕНИЯ ТОПЛИВНОГО СЕРДЕЧНИКА ТВЭЛА ПРИ ТЕРМОРАДИАЦИОННЫХ НАГРУЖЕНИЯХ В УСЛОВИЯХ ПЛАСТИЧНОСТИ И ПОЛЗУЧЕСТИ

П.И.Ширвель

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

Как известно, сердцем любой ядерной энергетической установки является реактор, основа которого – активная зона, состоящая из сборок тепловыделяющих элементов (ТВЭлов). Заметим, что указанные элементы активной зоны ядерного реактора АЭС работают фактически в экстремальных условиях: неравномерный нагрев, облучение нейтронным потоком, радиационное охрупчивание и распухание материалов, влияние высокотемпературной и радиационной ползучести. Поэтому изучение механического поведения урансодержащих цилиндрических сердечников имеет большое значение для оценки работоспособности ТВЭлов реактора.

Объектом исследования является длинный сплошной цилиндр, подверженный действию нейтронного облучения ($\Phi = \varphi \cdot t$), неравномерного температурного поля $T(r, \theta)$ и внешнего давления (P) одновременно, что аналогично нагрузкам, испытываемым топливными стержневыми сердечниками ТВЭлов. Моделирование проводилось при следующих условиях: система считалась неосесимметричной (присутствуют изменения как в радиальном, так и в окружном направлениях); сечения, перпендикулярные оси, остаются в процессе деформирования плоскими; имеющая место временная зависимость (вызванная распуханием и ползучестью) описывается в предположении, что система проходит последовательность равновесных состояний; на внешнюю поверхность сердечника воздействует давление со стороны газового зазора. Отметим, что при моделировании напряжённо-деформированного состояния (НДС) сердечника ТВЭла применялись классические методы механики, которые основываются на уравнениях равновесия, совместности, геометрических уравнениях (соотношения Коши) и уравнениях для основных законов деформации, при этом должны выполняться граничные условия на поверхности и начальные условия процесса деформирования. Физические уравнения (связь тензоров деформаций и напряжений) в данном случае включают в себя упругую ε_l , термическую ε_T , радиационную ε_S , пластическую ε_p и вязкую ε_c (деформацию ползучести) составляющие в предположении, что выполняется условие аддитивности деформаций. Ввиду малости градиентов плотности деления и температуры по высоте ТВЭла отдельные сечения цилиндрического элемента, находящиеся вдали от торцов, рассматриваются независимо друг от друга в условиях обобщенной плоской деформации $\varepsilon_z = \text{const} = C$ (принцип Сен-Венана). Учёт растрескивания топлива при анализе поведения сердечника не рассматривался. Построение механико-математической модели топливного стержня ТВЭла осуществлялось в цилиндрической системе координат.

При решении данной квазистатической задачи для топливного сердечника твэла основываемся на следующих предположениях: вязкие деформации сердечника определяем на основании теории ползучести течения; для описания мгновенных пластических деформаций используем теорию малых упругопластических деформаций; физико-механические свойства материала считаем постоянными. Дополнительно можно предположить, что модуль Юнга, коэффициент Пуассона и коэффициент теплового расширения не зависят от температуры, поскольку в процессе работы реактора на постоянной мощности температура твэла обычно мало меняется, и поэтому можно использовать средние значения указанных характеристик (за исключением переходных процессов). Упругие константы и все другие величины, входящие в выражения для ползучести и распухания и зависящие от температуры, используются как средние по области, в пределах которой интегрируются уравнения.

Полученные в работе выражения позволяют учитывать одновременно возникающие в топливном сердечнике упругие, пластические и вязкие деформации, а также изменения объёма и размеров вследствие температурного расширения и распухания делящихся материалов. Таким образом, разработанная модель механического поведения топливного сердечника позволяет учесть комплексное воздействие температурных и радиационных нагрузок, учитывает условие упруговязкопластического деформирования, а также позволяет однозначно определить НДС сердечника твэла и провести оценку его работоспособности с учётом внутри-реакторных условий. Область применения – расчёты механики деформируемого твёрдого тела для конструкций и материалов атомного машиностроения.

МНОГОФАКТОРНАЯ РОЛЬ СИСТЕМЫ АЭС МАЛОЙ МОЩНОСТИ В АСПЕКТАХ НАЦИОНАЛЬНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ РОССИИ

Т.Д. Щепетина, П.Н. Алексеев, С.А. Субботин
РНИЦ «Курчатовский институт»

Сложная социально-экономическая ситуация в стране и напряжённая международная обстановка являются серьёзными вызовами для национальной безопасности Российской Федерации. Это усугубляется старением, изношенностью и выбыванием энергетических фондов, стагнацией науки, отсутствием перспективы и застоем в промышленности и многими другими факторами. Энергетический и экономический планы национальной безопасности являются ключевыми, особенно в настоящее время.

Несмотря на кажущуюся малозначимость тематики атомных станций малой мощности (АСММ), комплексное рассмотрение проблемы под углом зрения многочисленных угроз национальной безопасности позволяет поднять её на качественно иной уровень.

Доклад построен на анализе официального документа – «Концепции национальной безопасности Российской Федерации», на основании задач которого рассмотрена роль АСММ в различных аспектах деятельности через энергетическую составляющую, как для укрепления системы хозяйствования в районах Крайнего Севера и приравненных районах, так и для повышения внутреннего потенциала страны для противодействия многочисленным и разнонаправленным угрозам, вызовам и рискам.

Существует риск «экономической» потери удалённых регионов страны Северной Сибири и Дальнего Востока. Население этих регионов стремительно сокращается, сворачиваются государственные «северные программы», энергетические кризисы расшатывают и без того хрупкий хозяйственный механизм в районах с неблагоприятными природно-климатическими условиями.

Роль АСММ в этом аспекте может состоять в укреплении экономики депрессивных районов, создании очагов прочной хозяйственной деятельности. На наш взгляд атомным энергоисточникам малой и средней мощности в этих регионах нет альтернативы.

Малый мирный атом в Арктике тоже имеет шансы по защите и отстаиванию интересов, укреплению позиции страны и экономического могущества: обустроить Северный морской путь для активного функционирования, позволить использовать территорию для открытия трансполярных и кроссполярных авиатрасс и т.п.

АСММ способны повысить энергетическую безопасность на региональном и местном уровнях, как в различных чрезвычайных ситуациях (подземные автономные АСММ), так и для диверсификации энерго-источников.

АСММ помогут развивающимся странам стабилизировать энергоснабжение и снять остроту нарастающих проблем с пресной водой, так как опреснение воды напрямую связано с энергообеспечением.

Немаловажен факт, что отрасль малого реакторостроения является высокотехнологичным государственным укладом, создаёт рабочие места и возможность прогресса в ряде смежных отраслей промышленности, обладает высоким экспортным потенциалом и тем самым повышает экономический потенциал и безопасность страны.

ОПЫТ ПРИМЕНЕНИЯ МЕТОДОЛОГИИ ИНПРО НА ПРИМЕРЕ ПРОЕКТОВ АЭС МАЛОЙ МОЩНОСТИ

Т.Д. Щепетина, В.П. Кузнецов, С.А. Субботин
РНЦ «Курчатовский институт»

В 2000 году МАГАТЭ, следуя резолюции Генеральной Ассамблеи ООН (GC(44)/RES/21), инициировало «Международный проект инновационных ядерных реакторов и топливных циклов» (далее по тексту ИНПРО). Ныне проект ИНПРО насчитывает 23 участника. К настоящему времени группы специалистов разных стран под эгидой МАГАТЭ разработали «Методологию для оценки инновационных ядерных реакторов и топливных циклов».

В основе оценки лежит суждение о том, насколько данная инновация соответствует принципам устойчивого развития системы (в четырёх её аспектах: социальном, экономическом, охраны окружающей среды и институциональном) и какой вклад она в него привносит.

Предварительные результаты анализа в области «Национальная, региональная и международная Инфраструктура» на основе методологии ИНПРО говорят о необходимости упреждающих исследований по целостному моделированию Системы ЯЭ и её элементов с использованием сценарно-вариантных и оптимизационных исследований.

Исследование Инфраструктуры обеспечения серийного строительства АСММ для создания системы ЯЭММ показывает следующее:

- имеются в качестве концепций, но отсутствуют как методики механизмы экономического плана;
- не решены процедурные и многие другие вопросы государственно-частного партнёрства;
- управленческий аппарат не обладает достаточной структурой и гибкостью для создания и осуществления инноваций, настроен на принцип «экономической эффективности» без обязанностей по его достижению;
- в материально-технической сфере наличествует все ещё деградирующая производственная и технологическая база с заявлениями о намерениях по её реновации, но с отсутствием конкретных финансово обеспеченных планов по воссозданию полного цикла технологий создания оборудования и приборов, необходимых для комплектации блоков АСММ;
- декларируемый «аутсорсинг» оборудования, особенно «глубокий», может оказаться неэффективным или даже губительным для отрасли по политическим причинам;
- в кадровой политике по всем уровням специалистов и рабочих ожидается невосполнимый провал, тем самым нет оснований ожидать должного качества производства и эксплуатации высокотехнологичного оборудования АСММ;
- существует и все более углубляется разрыв в процессах обеспечения получения новых фундаментальных знаний наукой, их экспериментального обоснования и передачи в производство как инноваций.

ОЦЕНКА РАБОТОСПОСОБНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ АЭС

С.А. Клус

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

В настоящее время элементы конструкций, подвергаемые облучению и неравномерному нагреву, представляют определённый интерес с точки зрения напряжённо-деформированного состояния (НДС). Учитывая, что в перспективе Республика Беларусь собирается реализовать свою собственную ядерную программу, эта проблема является достаточно актуальной. Оценка НДС элементов активных зон ядерных энергетических реакторов – достаточно существенный фактор при определении работоспособности тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), которые в большинстве случаев имеют форму цилиндров. Составной частью ТВЭЛов является его оболочка, которая обычно имеет форму полого цилиндра, сдерживающая выход продуктов деления из топлива. Поэтому исследование НДС оболочки – один из ключевых моментов в процессе конструирования и эксплуатации ТВЭЛов ядерных энергетических установок.

К главным напряжениям, действующим в оболочках ТВЭЛов ядерных реакторов, следует отнести напряжения: обусловленные температурным градиентом по толщине стенки и по периметру оболочки; вызываемые давлением газообразных продуктов деления; обусловленные термомеханическим взаимодействием топлива с оболочкой; связанные с неравномерностью распухания по толщине оболочки. Существуют и дру-

гие виды напряжений в оболочках твэлов, например, напряжения, возникающие при переходных режимах работы реактора, но их вклад в повреждаемость оболочек менее значим. Также нельзя выпускать из виду, что рост напряжений в оболочке твэла ограничивается действием тепловой и радиационной ползучести.

В ходе исследований рассматривались оболочка твэла, имеющая форму полого цилиндра под воздействием механических нагрузок, поля высоких температур и нейтронного потока, приводящие к появлению тепловой и радиационной ползучести. Полученные результаты показали большое влияние радиационного набухания на НДС элементов конструкций ядерных энергетических реакторов, что обусловлено его зависимостью от дозы облучения, температуры и времени эксплуатации. С позиции анализа напряжений следует отметить, что они релаксируют с течением времени в результате ползучести. Однако необходимо заметить, что деформации ползучести накапливаются во времени и после определённого периода они могут стать причиной разрушения оболочки, в результате охрупчивания материала под действием нейтронного потока. Кроме этого, было установлено, что распределение эквивалентных напряжений, изменяющихся со временем, перестаёт иметь гладкий характер, что обусловлено присутствием конкурирующих факторов: одновременное воздействие температуры, нейтронного облучения и ползучести, роль которых в процессе кампании ядерного реактора различна.

ГИДРОЛОГО-ГИДРОГЕОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ВЫБОРА ПЛОЩАДОК И ПРОЕКТИРОВАНИЯ АЭС НА ТЕРРИТОРИИ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ

А.П. Станкевич, В.Н. Корнеев, В.П. Музыкин

РУП «Центральный научно-исследовательский институт комплексного использования водных ресурсов»

Атомная электростанция представляет собой сложный комплекс производственных зданий и сооружений, технологически связанных между собой. Для обеспечения надёжного бесперебойного производственного водоснабжения АЭС необходима постоянная подпитка свежей воды, источником которой являются природные водные объекты. Для обоснования выбора площадок размещения АЭС необходимо оценить достаточность водных ресурсов основного и резервных источников производственного водоснабжения АЭС, для чего необходимо определить гидрологические характеристики конкурентных площадок, а также оценить воздействие на поверхностные воды (количественные и качественные показатели) размещения АЭС.

Гидрологическая характеристика основного и резервных источников производственного водоснабжения АЭС в основном включает расчётные уровни воды требуемой вероятности превышения (обеспеченности) и соответствующие расходы воды, объёмы стока и его внутригодовое распределение, качественные и количественные характеристики ледовых явлений, характеристики русловых процессов и твёрдого стока, гидравлические характеристики, температурный режим, химический состав воды и её санитарно-бактериологическую характеристику. Оценка воздействия на поверхностные воды (количественные и качественные характеристики) в основном включает в себя прогноз изменения водного режима, а также возможного теплового, химического и радиоактивного загрязнения поверхностных водных объектов с учётом характеристик водопользования АЭС и схемы отвода её производственных и коммунально-бытовых сточных вод. Указанные исследования выполняются на основании результатов полевых гидрологических изысканий с использованием методов математического моделирования.

Строительство АЭС приводит к нарушению баланса и режиму подземных вод в районе площадки. При этом увеличивается приходящая часть балансовых составляющих, ухудшаются условия горизонтального стока и формируются ореолы загрязнения. Изменение условий формирования подземных вод происходит в результате сложного процесса взаимодействия естественного (природного) и искусственных режимообразующих факторов. Прогнозная оценка таких факторов может быть выполнена только методом математического моделирования.

МОДЕЛИРОВАНИЕ РАБОТЫ БАШЕННОЙ ИСПАРИТЕЛЬНОЙ ГРАДИРНИ С КОМБИНИРОВАННОЙ ТЯГОЙ

Г.В. Дашков, Г.Л. Маленко, А.Д. Солодухин,

Н.Н. Столович, В.Д. Тютюма

Институт тепло- и массообмена им. А.В. Лыкова НАН Беларуси,

В.А. Немцев

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

Предложена новая концепция организации воздушных течений внутри башенной испарительной градирни, основанная на сочетании вынужденной и естественной конвекции.

Представлены результаты лабораторного моделирования тепловых и гидродинамических процессов и их влияние на эффективность работы башенной испарительной градирни с комбинированной тягой, полученные на экспериментальном стенде.

Анализируются перспективы реализации градирен нового типа.

ОЦЕНКИ ВОЗМОЖНОГО РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ГРУНТОВЫХ ВОД ИЗ ПЛОЩАДНОГО ИСТОЧНИКА В ЗОНЕ НАБЛЮДЕНИЯ ПЛАНИРУЕМОЙ АЭС В БЕЛАРУСИ

В.В.Скурат, Н.М.Ширяева, С.Н.Яцко, В.В.Денисова

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси,

Н.М.Томина, А.А.Захаров

Институт природопользования НАН Беларуси,

О.М.Жукова

Республиканский центр радиационного контроля и мониторинга окружающей среды

В работе приведены предварительные исследования уязвимости грунтовых вод к радиоактивному загрязнению в зоне влияния планируемой АЭС при её размещении на Островецкой площадке. Для прогноза возможного загрязнения грунтовых вод в зоне наблюдения АЭС были рассмотрены воздействия, обусловленные радиационными авариями, относящимися к 5-му и 6-му классу международной шкалы событий (INES) на АЭС, которые могут привести к загрязнению больших территорий (площадной источник загрязнения). Загрязнение водоносных горизонтов в этом случае возможно за счёт инфильтрации радиоактивных продуктов с поверхности земли – так называемый «чернобыльский тип» загрязнения подземных вод.

Защищённость и уязвимость грунтовых и подземных вод лучше всего представлять в картографическом виде. На данном этапе карты защищённости и уязвимости грунтовых вод к радиоактивному загрязнению в зоне влияния АЭС при её расположении на Островецкой площадке отсутствуют. Поэтому прогноз возможного радиоактивного загрязнения грунтовых вод при площадном загрязнении территории 30-км зоны АЭС в результате аварийных аэрозольных выбросов был выполнен только для наиболее уязвимых участков исследуемого региона. Для определения подобных участков на исследуемой территории были рассмотрены почвенная карта, карта геолого-литологического строения зоны аэрации и карта глубин залегания грунтовых вод (фондовые материалы Института природопользования НАН Беларуси), а также карты генерализации почв по интенсивности вертикальной миграции ^{137}Cs и ^{90}Sr , разработанные в РЦПКМ для 30-км зоны вокруг перспективной Островецкой площадки АЭС. На каждой карте были выделены области, наиболее уязвимые к радиоактивному загрязнению. Используя принцип суперпозиции карт с выделенными слабо защищёнными участками, была выполнена генерализация карты с областями, наиболее уязвимыми к радиоактивному загрязнению ^{137}Cs , ^{90}Sr , по комплексу природных факторов, на которых были выделены четыре наиболее характерных участка.

Для прогнозных оценок использована обобщённая многокамерная модель перемешанной ячейки (MULTIBOX), тестируемая путем сравнения результатов расчёта по данной программе и международным, таким, как DUST, GWSCREEN, AMBER, ECOLEGO. Прогноз выполнен для четырёх выбранных репрезентативных участков. В качестве критериев неустойчивости грунтовых вод были использованы соотношение времени миграции загрязняющего вещества (T_m) и времени потенциальной опасности загрязнения (T_{pd}) – $(T_m / T_{pd}) > 1$ и соотношение концентрации радионуклидов в растворённой форме (C_w) и уровня вмешательства по питьевой воде (C_{YB}) для рассматриваемых загрязнителей $1 > C_{wotn} = C_w / C_{YB}$.

По предварительным прогнозным оценкам аварийные аэрозольные выбросы АЭС могут привести к загрязнению грунтовых вод ^{90}Sr на наиболее уязвимых её участках в зоне влияния в концентрациях выше уровня вмешательства в случае тяжёлой аварии по международной шкале INES 6, но в концентрациях значительно ниже допустимого уровня в случае аварий и инцидентов более низкого уровня.

ОЦЕНКИ ВОЗМОЖНОГО РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПОДЗЕМНЫХ ВОД ИЗ ЛОКАЛЬНОГО ИСТОЧНИКА В ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПЛАНИРУЕМОЙ АЭС В БЕЛАРУСИ

В.В.Скурат, Н.М.Ширяева, С.Н.Яцко, В.В.Денисова

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси,

Н.М.Томина, А.А.Захаров

Институт природопользования НАН Беларуси

Анализ аварийных инцидентов, вызвавших локальное загрязнение геосферы на площадках действующих АЭС в России, привёл к выводу, что наиболее вероятными являются ситуации, связанные с нарушением правил безопасного обращения с жидкими радиоактивными отходами (РАО). В связи с этим, для оценки степени защищённости водоносных горизонтов от радиоактивного загрязнения из локального источника в зоне влияния Островецкой площадки планируемой АЭС были рассмотрены гипотетические сценарии, в которых предполагается, что жидкие РАО могут поступить в грунт на территории станции из-за нарушения герметичности хранилища. Предполагается, что загрязнение пропитывает слой грунта и не удаляется. Под воздействием атмосферных осадков возможна миграция радиоизотопов в подземные воды.

Консервативные оценки потенциального загрязнения подземных вод из локального источника выполнялись для 16 радиоизотопов с периодом полураспада $T_d=1-109$ лет с наименьшими значениями сорбционных характеристик. С целью выявления наиболее опасных радиоизотопов для некоторых из них были проведены дополнительные расчёты по средним значениям миграционных параметров. В качестве критерия безопасного водопользования использовалась сумма соотношений расчётных концентраций радиоизотопов в водоносных горизонтах к их уровням вмешательства по питьевой воде.

Расчёты возможного загрязнения подземных вод из локального источника были выполнены для двух сценариев:

- сценарий №1 – сценарий быстрой вертикальной миграции радионуклидов в окружающей геосфере, вплоть до нижних водоносных горизонтов, благодаря размещению водозаборной скважины вблизи к загрязнённой области;
- сценарий №2 – сценарий миграции радионуклидов в геосфере при естественных условиях движения подземных вод с учётом перетока влаги между водоносными горизонтами.

Согласно консервативным оценкам для сценария №1 получено, что в течение 4–150 лет возможно поступление в подземные воды в опасных концентрациях таких радионуклидов, как ^3H , ^{90}Sr , ^{129}I , ^{99}Tc . Радионуклиды ^{94}Nb , $^{239, 240}\text{Pu}$, ^{234}U могут достичь водоносных горизонтов в результате быстрой миграции, в концентрациях, близких к уровню вмешательства.

Оценки по средним значениям K_d привели к выводу, что опасное загрязнение всех водоносных горизонтов возможно только ^3H и верхнего водоносного горизонта ^{90}Sr . Радиоизотопы ^{99}Tc , ^{129}I могут принести вклад в загрязнение нижних водоносных горизонтов, так как могут поступать в подземные воды в количестве близком к уровню вмешательства.

Для сценария №2 получено, что согласно консервативным оценкам в первый водоносный горизонт могут поступить в концентрациях, превышающих уровень вмешательства, радионуклиды ^3H , ^{90}Sr , ^{129}I , ^{99}Tc . Максимальная дальность миграции радионуклидов не превысит 2400 м. Прогнозными оценками установлено, что даже при самом консервативном подходе загрязнение второго и третьего водоносных горизонтов может быть ничтожно малым. Эти горизонты достаточно хорошо защищены естественными барьерами.

О ЛОКАЛИЗАЦИИ ВЫБРОСОВ АЭРОЗОЛЯ ИЗ ВЕНТИЛЯЦИОННОЙ ТРУБЫ АЭС

В.А. Немцев

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси,

А.Д. Солодухин, С.П. Фисенко

Институт тепло- и массообмена им. А.В. Лыкова НАН Беларуси

При работе АЭС в нормальном режиме имеет место постоянный выброс радиоактивного аэрозоля из вентиляционной трубы реактора АЭС. Как правило, высота этой трубы более 100 м и предполагается, что выброс уносится атмосферными потоками и равномерно рассеивается в атмосфере Земли.

Многолетние наблюдения показали, что происходит выпадение существенных количеств аэрозоля из приземных атмосферных потоков на сравнительно больших расстояниях от станции. Мы связываем этот эффект с выпадением дождей вблизи станции и вымыванием аэрозоля из облака падающими каплями дождя.

В работе предлагается использовать эффект вымывания аэрозоля каплями из факела градирни АЭС для искусственного усиления локализации выбросов. Башенные градирни имеют высоту более 150 м, расстояние от вентиляционной трубы находится в пределах 200 – 300 м. При этом выброс влаги составляет порядка 100 т/ч и более. За счёт организации специального режима работы башенных испарительных градирен АЭС в критических ситуациях возможно усиление вымывания аэрозоля и его выпадения вблизи электростанции.

Приводятся результаты лабораторного и математического моделирования, обсуждаются способы организации специального режима работы.

ПЕРСПЕКТИВЫ ПОВЫШЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

Г.А. Шароваров, В. Г. Молодых, В.В. Скурат

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

Рассмотрены перспективы повышения безопасности АЭС на основе анализа причин, которые приводят к ядерным и радиационным инцидентам. Показано, что главными причинами, которые приводят к авариям, являются отсутствие ранней диагностики и прогнозирования чрезвычайных ситуаций и человеческий фактор. Обосновывается необходимость и возможность дальнейшего повышения безопасности АЭС за счёт создания самообучающихся компьютерных систем диагностики, прогнозирования и предупреждения ядерных и радиационных инцидентов на основе раннего определения возможных последствий при отклонениях от нормальной работы при строительстве, пуске и эксплуатации реактора, бассейнов выдержки отработавшего топлива и технологического оборудования первого и второго контуров. Приводятся необходимые характеристики по составу и параметрам технических средств компьютерной системы. Самообучающаяся система основана на принципах автоматической классификации ситуаций из реальной практики ядерной энергетики и на методах обучения на принятой модели за счёт изменения кинетических связей, постоянных времени и коэффициентов усиления процессов. Излагаются основы формирования реальных значений параметров контроля, управления и защиты АЭС на основе обратных передаточных измерительных функций. Прогнозирование ядерных и радиационных инцидентов на АЭС формируется на основе информации от банка передаточных функций чрезвычайных ситуаций с указанием места, масштабов и времени наступления аварии.

РАЗРАБОТКА ИНФОРМАЦИОННЫХ И УПРАВЛЯЮЩИХ СИСТЕМ АЭС С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ТЕХНОЛОГИИ ПЛИС: ЕВРОПЕЙСКИЙ ОПЫТ

А.А. Сиора, С.В. Решетицкий, В.С. Харченко, В.В. Скляр, А.А. Андрашов
ЗАО НПП «Радий», Кировоград, Украина

Обеспечение ядерной и радиационной безопасности является одним из важнейших приоритетов при проектировании, разработке и эксплуатации АЭС. При этом особое внимание уделяется информационным и управляющим системам (ИУС), которым отводится основная роль при обеспечении безопасной эксплуатации ядерного реактора. Критичность функций, выполняемых ИУС АЭС, обуславливает высокие требования по безопасности к подобным системам со стороны эксплуатирующих организаций и регулирующих органов. Ответом на данные вызовы может служить использование программируемых логических интегральных схем (ПЛИС) при разработке ИУС АЭС.

Научно-производственное предприятие «Радий» специализируется на автоматизированных системах управления технологическими процессами и является ведущим украинским разработчиком и поставщиком новейших информационных и управляющих систем для ядерных объектов и объектов повышенной опасности.

Базисом для проектирования и разработки ИУС на НПП «Радий» является цифровая информационно-управляющая платформа (ЦИУП) Радийтм, которая при использовании стандартного набора программно-аппаратных компонентов позволяет создавать системы для управления любыми сложными и ответственными объектами. Все функции, связанные с обеспечением безопасности, реализуются на базе технологии FPGA (программируемые вентильные матрицы ёмкостью 1 млн. и более логических элементов), что на сегодняшний день является наиболее перспективным направлением при разработке систем такого класса.

Процессы разработки, изготовления, поставки и сервисного обслуживания оборудования для АЭС осуществляются в соответствии с требованиями стандарта ISO 9001:2000, что подтверждено сертификатом на систему управления качеством, выданным TÜV Rheinland InterCert Kft. (Брюссель). ИУС на базе ЦИУП Радийтм лицензированы для применения на АЭС Украины и Болгарии.

Целью данной работы является обзор особенностей применения цифровой информационно-управляющей платформы Радийтм на базе технологии ПЛИС для разработки ИУС АЭС.

В работе рассмотрены следующие вопросы:

- возможности технологии ПЛИС для реализации ИУС АЭС;
- процесс разработки ИУС АЭС на базе цифровой информационно-управляющей платформы Радийтм;
- опыт разработки и внедрения ИУС АЭС.

АНАЛИЗ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ СИСТЕМ ХРАНЕНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА УКРАИНСКИХ АЭС С РЕАКТОРАМИ ВВЭР

Е.Белодед, Ю.Ковбасенко

Государственный научно-технический центр по ядерной
и радиационной безопасности (ГНТЦ ЯРБ), Украина

В соответствии с требованиями нормативных документов Украины при обосновании безопасной эксплуатации действующих энергоблоков и внедрении новых типов топлива проводится анализ нормальных и аварийных режимов при обращении с ядерным топливом. Составной частью такой работы является анализ ядерной безопасности нормальных условий эксплуатации и проектных аварий систем хранения ядерного топлива. Этот анализ основан на применении детерминистического консервативного подхода к выбору исходных событий и условий функционирования систем и оборудования энергоблока. В докладе представлен обзор результатов выполненного специалистами ГНТЦ ЯРБ анализа ядерной безопасности систем хранения ядерного топлива энергоблоков украинских АЭС.

ОПЫТ ПРИСТАНЦИОННОГО ХРАНЕНИЯ В КОНТЕЙНЕРАХ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

А.И. Гордиенко, И.Л. Пობоль

Физико-технический институт НАН Беларуси

В настоящее время все острее становится проблема обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ). Страна, получающая преимущества от использования ядерных технологий, должна нести полную ответственность и бремя по завершению ядерного топливного цикла. Существующие технологии обеспечивают только два способа с ОЯТ: хранение и (или) захоронение и переработка (регенерация).

В Беларуси планируется строительство АЭС с ВВЭР. Проектными решениями таких АЭС ранее предусматривался вывоз отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) в транспортных контейнерах после 3–5 лет охлаждения в бассейнах выдержки. Однако высокая стоимость услуг по хранению (по зарубежным данным до 1000 долл. США за 1 кг) заставила ряд государств отказаться от транспортировки и начать реализацию планов долгосрочного хранения ОЯТ с использованием промежуточных хранилищ мокрого или сухого типа, расположенных вне энергоблоков АЭС. При этом более предпочтительно хранение на АЭС ввиду минимизации транспортировок.

В бассейнах выдержки ВВЭР отработавшие сборки хранятся на стеллажах. На некоторых АЭС с ВВЭР (Jaslovské Bohunice, Словакия и др.) для мокрого хранения с длительностью до 50 лет используются контейнеры с уплотнённым шагом расположения ОТВС в чехлах в виде шестигранных труб из стали АТАВОР WS 1.4306 BOR - 01, содержащей 1,5 % бора. При изготовлении труб применяют технологии лазерной или электронно-лучевой сварки (ЭЛС).

В процессе мокрого хранения энерговыделение от ОТВС снижается, что позволяет переводить их в сухое хранилище с охлаждением воздухом. Сухое контейнерное хранение применяется в США, Канаде, Германии, Швейцарии, Великобритании, Литве, Украине. По лицензии фирмы Gesellschaft für Nuklear-Service mbH контейнеры для сухого хранения производит компания Skoda JS. Контейнеры ВКХ-1000 созданы фирмой Duke Engineering & Services Inc. В ОАО ГИ ВНИПИЭТ разработаны проекты сухих хранилищ ОЯТ в контейнерах, в том числе для РБМК-1000 и ВВЭР - 1000 на ФГУП «ГХК». Разрабатываются двухцелевые контейнеры для ОЯТ.

На Запорожской АЭС для длительного сухого хранения ОТВС используют контейнеры ВКХ. Сборки помещают в блок шестигранных труб, образующий цилиндрическую многоступенчатую герметичную корзину. Корзина является защитным барьером, а также радиатором, отводящим избыточное тепло ОТВС в объём вентилируемого бетонного защитного контейнера, который устанавливается на специальной площадке хранения. Стоимость одного контейнера ВКХ составляет порядка 300 тыс. долл. США при изготовлении украинскими предприятиями и около 1 млн. долл. США при изготовлении иностранными производителями.

Для принятия решений по обращению с ОТВС после завершения их эксплуатации на Белорусской АЭС необходимо проведение технико-экономического анализа. Имеющийся мировой опыт подчеркивает необходимость выполнения НИОКР по разработке конструкции контейнеров для хранения ОТВС и разработке технологии их изготовления. Предлагается включить в техническое задание по разработке проекта Белорусской АЭС использование контейнеров для мокрого или сухого хранения ОТВС с шестигранными трубами, изготавливаемыми с помощью ЭЛС. В мировой практике ЭЛС является основным методом получения высоконадежных неразъёмных соединений, в том числе для изготовления деталей и узлов АЭС. Для снижения расходов часть работ, включая ЭЛС, предполагается выполнять на предприятиях Беларуси.

ЭКСПЕРТИЗА МАТЕРИАЛОВ ОБОСНОВАНИЯ ВНЕДРЕНИЯ НОВЫХ ТИПОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА НА УКРАИНСКИХ АЭС. ОПЫТ ВЫПОЛНЕНИЯ НЕЗАВИСИМЫХ ПОВЕРОЧНЫХ РАСЧЁТОВ

М.Л. Еременко, В.А. Халимончук

Государственный научно-технический центр по ядерной
и радиационной безопасности (ГНТЦ ЯРБ), Украина

В докладе рассмотрен опыт, накопленный в ГНТЦ ЯРБ при рассмотрении документов обоснования внедрения новых типов топлива реакторов ВВЭР на АЭС Украины.

В первой части доклада приводятся краткая характеристика реализованных топливных циклов на АЭС Украины, типы загружаемого топлива. Представлен перечень основных нормативных документов, определяющий порядок внедрения и лицензирования новых типов топлива. Рассмотрены проблемы, возникшие при внедрении циркониевых топливных кассет и кассет второго поколения ВВЭР-440; ТВСА и ТВСВ (топливные кассеты производства «Westinghouse») ВВЭР-1000. Представлены основные планы по внедрению новых типов топлива.

Вторая часть доклада посвящена практике выполнения независимых поверочных расчётов, принятой в ГНТЦ ЯРБ при проведении Государственной экспертизы по ядерной и радиационной безопасности применительно к проблеме внедрения новых типов топлива и согласования текущих загрузок реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 АЭС Украины. Рассмотрен порядок использования основных расчётных кодов:

SCALE – проблемы критичности, отработавшее топливо;

MCNP – проблемы критичности, разработка бенчмарков для потвального энерговыделения и флюенса нейтронов на корпуса реакторов ВВЭР;

NESSEL, HELIOS – библиотеки нейтронно-физических констант;

CASMO – библиотеки нейтронно-физических констант (в кооперации с TUV);

DYN3D – безопасность активной зоны, переходные и аварийные режимы;

DERAB – потвальные расчёты;

TRANSURANUS – термомеханическое поведение топливного стержня;

RETINA/MADAM, DOORS – поток/флюенс нейтронов на корпуса ВВЭР.

Представлены основные примеры и результаты выполнения независимых поверочных расчётов.

ИНТЕГРАЦИЯ АЭС В ЭНЕРГОСИСТЕМУ С ВЫСОКОЙ ДОЛЕЙ ТЕПЛОФИКАЦИИ

А.П. Якушев, А.И. Быков, Б.И. Попов

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

Объединённая электроэнергетическая система (ОЭС) Беларуси по установленной мощности на 50% состоит из теплофикационных энергоблоков, вырабатывающих на тепловом потреблении 37% годового производства электроэнергии энергосистемой. Эксплуатация теплофикационных энергоблоков в режиме следования за тепловой нагрузкой создаёт проблемы прохождения ночных минимумов суточных графиков нагрузки ОЭС при вводе АЭС с двумя энергоблоками по 1000 МВт каждый.

Исходя из прогноза роста установленной мощности ОЭС Беларуси и регулировочных возможностей энергоблоков всех типов, с помощью математической программы WASP определён размер избыточной мощности ОЭС в провале суточных графиков нагрузки в зимний и летний периоды на 2016 и 2018 годы.

Выполнен анализ индивидуальных затрат для 10 способов компенсации избыточной активной мощности ОЭС. Оценены системные риски первичного, вторичного и третичного регулирования нагрузки при различной интенсивности использования конкретных способов регулирования. Выполнен расчёт интегральных затрат ОЭС на регулирование нагрузки для нескольких вариантов сочетания способов регулирования и разработаны рекомендации по выбору стратегии регулирования нагрузки при вводе АЭС с двумя энергоблоками ВВЭР-1000.

ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОСНОВАНИЕ СТРОИТЕЛЬСТВА АЭС В БЕЛАРУСИ

А. П. Якушев

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

Республика Беларусь относится к категории стран, не обладающих значительными собственными топливно-энергетическими ресурсами (ТЭР). Однако, опыт таких стран, как Швейцария, Дания и др., показывает, что это обстоятельство не является непреодолимым препятствием для достижения высокого уровня экономического развития. В последние годы в республике проводится целеустремлённая государственная политика по увеличению энергоэффективности отечественного производства. Прирост валового внутреннего продукта (ВВП) обеспечивается без увеличения

ОПЫТ ИССЛЕДОВАНИЯ ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ ОБСТАНОВКИ В РЕГИОНАХ РАЗМЕЩЕНИЯ АЭС И ПРЕДПРИЯТИЙ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА (ЯТЦ) НА ТЕРРИТОРИИ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

Р.В. Арутюнян, Л.М. Воробьева

ИБРАЭ РАН,

С.М. Новиков, Т.М. Шашина

НИИ ЭЧ и ГОС им. А.Н. Сысина РАН

Принятая в настоящее время в России система оценки экологической безопасности территорий и объектов, базирующаяся на соблюдении гигиенических и технико-экологических нормативов (на выбросы, сбросы), не даёт ясных, сопоставимых характеристик влияния тех или иных технологий на экологическую обстановку и здоровье населения.

Современным научным подходом к оценке техногенных воздействий является методология анализа и управления риском. Применение методологии оценки риска для здоровья позволяет получать количественные характеристики возможного ущерба, сравнивать последствия воздействия разных по своей природе факторов (например, радиационных и химических), определять приоритетные источники опасности. Эта методология успешно применяется для принятия управленческих решений в области охраны здоровья человека и окружающей среды в большинстве экономически развитых стран. Она использована при разработке современных международных норм обеспечения радиационной безопасности, сформулированных МКРЗ. Результаты оценок риска для здоровья в настоящее время являются обязательным научным сопровождением законопроектных в области охраны окружающей среды и здоровья человека, элементом экологической экспертизы проектов нового строительства, реконструкции действующего производства и реабилитации загрязнённых территорий в США и странах Западной Европы.

В Институте проблем безопасного развития атомной энергетики РАН совместно с НИИ экологии человека и гигиены окружающей среды им. А.Н.Сысина РАН за последние годы был успешно реализован ряд научных проектов с применением методологии оценки риска. Результаты в полной мере подтверждают эффективность применения данного метода исследования для понимания действительной роли ядерных технологий среди техногенных источников, влияющих на состояние здоровья населения в российских регионах.

Настоящая работа посвящена сравнительной оценке радиационных рисков для здоровья населения, связанных с работой АЭС и предприятий ЯТЦ, и рисков, обусловленных химическим загрязнением воздуха, и оценке влияния работы тепловых электростанций на здоровье населения. В докладе приводятся результаты исследований, проведённых для различных регионов размещения АЭС и предприятий ЯТЦ (Воронежской, Томской, Свердловской областей Российской Федерации).

Вывод, который можно сделать на основе проведённых исследований, состоит в том, что дозы облучения, связанные с работой АЭС и предприятий ЯТЦ, крайне малы и составляют тысячные доли от доз, получаемых от природных источников и медицинских процедур, и не могут оказывать сколько-нибудь заметного влияния на здоровье населения, тогда как риски для здоровья населения от загрязнения воздуха химическими загрязняющими веществами, поступающими от промпредприятий и автотранспорта, значительны.

**РАЗВИТИЕ ТЕРРИТОРИАЛЬНЫХ СИСТЕМ РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА И
АВАРИЙНОГО РЕАГИРОВАНИЯ В РЕГИОНАХ РАСПОЛОЖЕНИЯ
РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ РОСАТОМА**

*Р.В. Арутюнян, С.Л. Гаврилов, В.П. Киселев, С.Н. Красноперов, К.В. Огарь,
Н.Н. Семин, И.А. Осипьяни, Д.Н. Токарчук*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

В Госкорпорации «Росатом» концерном «Росэнергоатом» создана отвечающая международным и российским нормам и требованиям система по предупреждению и ликвидации чрезвычайных ситуаций (ЧС) в процессе эксплуатации АЭС. На объектовом уровне, для эффективного систематического и непрерывного радиационного контроля, служат автоматизированные комплексы контроля радиационной безопасности, которые обеспечивают получение информации о радиационной обстановке в различных помещениях станции, на промплощадке, в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения. Информация с этих систем доступна в локальных кризисных центрах АЭС на территории станции и в станционных посёлках, а также в Кризисном центре концерна и Центрах технической поддержки. Данная система практически в полной мере обеспечивает информационную поддержку на уровне эксплуатирующей организации, а также Ситуационно-кризисный центр Росатома, обеспечивающий оперативное оповещение федеральных органов исполнительной власти, международных организаций и поддержание информационного взаимодействия с ними. Иная ситуация на региональном уровне. В соответствии с действующим законодательством администрации региона безусловно придётся решать задачи защиты населения региона в целом, включая взаимодействие с муниципальными органами исполнительной власти соседних районов, а также задачи информирования и взаимодействия на межрегиональном уровне с администрациями соседних субъектов Российской Федерации и руководством федерального округа. Не имея в своём распоряжении постояннодействующей структуры, оснащённой современными техническими средами, имеющей доступ к оперативной информации о текущей ситуации и прогнозах её развития, укомплектованной квалифицированным персоналом, участвующей на регулярной основе в противоаварийных учениях и тренировках, администрация региона не в состоянии обеспечить решение указанных выше задач по защите населения и минимизации прямых и косвенных последствий аварии на радиационно опасных предприятиях или в тех случаях, когда общественность воспринимает их как аварийные.

В настоящее время Госкорпорацией «Росатом» инициирован процесс создания и развития территориальных систем аварийного реагирования и радиационного мониторинга, обеспечения оперативной квалифицированной поддержки местных и региональных властей в принятии решений по аварийному реагированию на своих территориях

В 2005–2008 годах такой проект реализован в Мурманской области. Основная цель проекта – повышение эффективности реагирования на ЧС радиационного характера на радиационно опасных объектах, связанных с утилизацией атомных подводных лодок (АПЛ), обращением с ОЯТ и РАО. Аналогичный проект реализуется с марта 2009 года в Архангельской области.

Федеральной целевой программой «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» предусмотрены мероприятия по развитию территориальных систем радиационного мониторинга и аварийного реагирования в нескольких субъектах Российской Федерации. В настоящее время начаты работы в Тверской, Калужской, Курской областях и г. Москве. Текущее состояние этих работ изложено в настоящем докладе.

Учитывая масштабные планы по реорганизации атомной отрасли, развитию атомной энергетики, чрезвычайно важно поддерживать территориальные системы аварийного реагирования на современном уровне.

**КОНТРОЛЬ ВЛАЖНОСТИ ВОДЯНОГО ПАРА НА ОСНОВЕ ЕГО ЭЛЕКТРОФИЗИЧЕСКИХ
ПАРАМЕТРОВ В УСЛОВИЯХ ЭНЕРГООБОРУДОВАНИЯ АЭС**

Ю.В. Мулёв, А.С. Совлуков, М.Ю. Мулёв

НПО «Юмас», Москва,

В.В. Саплица, О.В. Беляева, А.В. Хруцкий

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

Совершенствование работы энергетического оборудования применительно к АЭС требует повышения информативности о состоянии рабочего тела. В условиях атомной энергетики, где в большинстве случаев рабочим телом является влажный водяной пар, традиционные температура и давле-

ние не являются представительными параметрами его состояния. Для оценки термодинамических параметров воды и водяного пара в двухфазном состоянии необходим третий параметр, связанный с плотностью.

Электрофизические параметры, как подтверждают проведённые исследования, могут в полной мере характеризовать состояние водного теплоносителя (рабочего тела), особенно в состоянии фазовых переходов. Одним из таких параметров, однозначно связанных с плотностью и дающих информацию о структуре рабочего тела, является диэлектрическая проницаемость, которая, к тому же, отражает межмолекулярное взаимодействие в веществе.

В работе показано, что в пределах согласованности опытных данных диэлектрическая проницаемость воды в разных фазовых состояниях, включая недогрев и состояние насыщения воды, состояние насыщения и перегрев пара, однозначно связана с отношением плотности к температуре во всем диапазоне энергетических параметров.

Проводимая в настоящее время разработка систем электрофизической диагностики потоков теплоносителя в промышленных условиях реализуется применительно к конкретным условиям эксплуатации на основе следующих принципиальных решений:

- использование ёмкостных датчиков интегрального паросодержания, как с минимальным аэродинамическим сопротивлением, так и с вводимыми локальными завихрителями;
- применение резонансных элементов для индикации пристенных течений в исследуемом потоке и электромагнитной волны в трубопроводе для измерения интегрального паросодержания;
- анализ спектральных характеристик двухфазного потока для идентификации структурных параметров и типов течений с целью уменьшения погрешности измерения объёмного паросодержания и плотности теплоносителя.

МОДЕЛИРОВАНИЕ СПРИНКЛЕРНОЙ СИСТЕМЫ АВАРИЙНОГО ОХЛАЖДЕНИЯ ГО ЛСБ ВВЭР

В. В. Воробьев, В. А. Немцев, В. В. Сорокин

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

Исследована возможность повышения надёжности спринклерной системы охлаждения локализирующих систем безопасности (ЛСБ) АЭС путём укрупнения размера капель охлаждающей воды. Штатные центробежно-струйные форсунки обеспечивают дисперсность капель в диапазоне от 0,2 до 1,2 мм. Такие капли охлаждают преимущественно часть герметичной оболочки (ГО) возле форсунок, а средняя температура среды в объёме ГО снижается вследствие конвекции. Вследствие спутного течения фаз среды, не полностью используется температурный напор между каплями и атмосферой ГО.

Расчётным путём обнаружено, что в условиях работы спринклерной системы существует оптимальный размер капли, ниже или выше которого эффективность охлаждения и конденсации снижается. Оптимальный размер капли составляет 3–5 мм. Для более крупных капель мало время контакта фаз, для более мелких капель падает скорость охлаждения и конденсации пара вследствие их быстрого прогрева.

Использование укрупнённой капли в спринклерной системе позволит: снизить давление питания форсунок вдвое, расхода жидкости до 10%. Надёжность спринклерной системы возрастет за счёт использования вихревых и щелевых форсунок, за счёт снижения давления питания и повышения стойкости к засорению, а надёжность ЛСБ в целом возрастет за счёт улучшения водородной безопасности, поскольку вследствие равномерности конденсации пара водород в ГО ЛСБ будет однородно разбавлен паром до заданных в проекте концентраций.

Результаты исследования были использованы при разработке проекта ТКП «Правила устройства и эксплуатации локализирующих систем безопасности атомных электростанций».

СОЗДАНИЕ ОПРЕСНИТЕЛЬНОЙ УСТАНОВКИ С ПРИМЕНЕНИЕМ МАГНИТНЫХ ПОЛЕЙ

И.А. Новиков, В.Д. Тютюма

Институт энергетики НАН Беларуси

Проводится анализ потенциальных возможностей и перспектив использования магнитных полей для создания магнитной опреснительной установки для обессоливания воды в процессе водоподготовки на тепловых и атомных электростанциях.

На основе уравнений магнитной гидродинамики проводится оценка геометрических размеров активной зоны, напряжённости магнитных полей и скорости течения минерализованной воды в зоне воздействия магнитного поля.

В приближении стоковой модели трения рассмотрена задача о диффузии ионов в движущихся в поперечном магнитном поле солевых растворах. Исходя из полученных решений, даются оценки распределения концентрации солей в рабочей зоне опреснителя.

**ИМИТАЦИОННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОИЗВОДСТВА И СОЗДАНИЯ
ЗАПАСОВ АКТИНОИДОВ ДОЛГОЖИВУЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ
В ЯДЕРНО -ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ (ЯТЦ) ДЛЯ ОПТИМАЛЬНЫХ
РЕШЕНИЙ ПО ОБРАЩЕНИЮ С ОЯТ**

Н.В. Горбачёва, Н.В. Береснева, Н.В. Кулич

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

В докладе обсуждаются актуальные для Беларуси вопросы организации ядерного топливного цикла в современных условиях. Со стороны государства, отстаивающего интересы всего общества, необходимо обеспечить баланс условий: надёжное, безопасное, экологически приемлемое и вместе с тем экономически выгодное снабжение энергией, сбалансированное с другими источниками энергии. ЯТЦ стран с малой ядерно-энергетической программой, как Беларусь, обычно интегрирован в структуру ядерного топливного цикла государства, имеющего крупные ядерно-энергетические комплексы. Это вызывает необходимость решать текущие и перспективные проблемы топливного цикла с учётом изменяющихся внешних условий его функционирования, весьма проблемных и плохо поддающихся прогнозам. В исследованиях, проводимых в ОИЭЯИ–Сосны НАН Беларуси в рамках Государственной программы «Научное сопровождение развития атомной энергетики в Республике Беларусь на 2009–2010 годы и на период до 2020 года», показано, что объективную основу оценки экономических затрат и экологического риска при той или иной стратегии развития ЯТЦ дают прогнозные данные по запасам актиноидов, которые содержат и ценные делящиеся изотопы, и опасные радиотоксичные нуклиды.

В данной работе разработана имитационная модель формирования запасов актиноидных делящихся и радиотоксичных элементов в ЯТЦ при разных стратегиях обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ), в состав которой включена модель накопления актиноидов и продуктов деления в процессе выгорания ядерного топлива при производстве электроэнергии на АЭС. На основе предложенной модели создан программный комплекс для расчётов наработки продуктов деления и актиноидов в отработавшем ядерном топливе реакторов на тепловых нейтронах (код DECA) и оценки запасов радионуклидов (код CUB). Достоинствами кода DECA, обеспечивающими надёжность прогноза радионуклидного состава, являются:

- расчёт радионуклидного состава по 58 ядрам актиноидов и 650 продуктам деления при структурно-целостном представлении совокупности генетических связей в процессе накопления актиноидов и продуктов деления, что позволяет корректно учесть сложные ветвления и замкнутые петли обратных связей, сложные ветвления в схеме радиоактивных превращений осколков деления;
- рациональный алгоритм, реализующий упрощённую процедуру вычисления скоростей нейтронных реакций;
- эффективный матричный численный метод решения системы дифференциальных уравнений большой размерности.

Рассмотрена стратегия обращения с ОЯТ Игналинской АЭС в Литве, разработана имитационная модель формирования запасов, проведено моделирование ЯТЦ с реакторами РБМК-1500. На основании данных, представленных литовской стороной в отчёте ОВОС к проведению хозяйственной деятельности на площадке ИАЭС, планируемой в период времени 2008–2071 годов, получены численные оценки суммарного запаса активности на 16800 отработавших ТВС по долгоживущим продуктам деления и актиноидам, выгружаемым из энергоблоков №1 и №2 и размещаемым в промежуточном хранилище отработавшего топлива на площадке ИАЭС, вклад в активность продуктов деления, а также массы делящихся изотопов плутония и радиотоксичных актиноидов. Выполнены расчёты характеристик радиотоксичности ОЯТ РБМК-1500, учитывая, что на ИАЭС в разные сроки использовалось стандартное топливо с обогащением 2% и новое уран-эрбиевое топливо с обогащением 2,4%–2,8% по ^{235}U .

Заявления о начинающемся ренессансе ядерной энергетики можно слышать с начала 2000-х годов. Однако новая волна строительства атомных станций началась только в Китае, Индии и, в какой-то степени, в России. Южная Корея развития ядерной энергетики не только не притормаживала, но за время застоя на Западе сумела вырастить новые производственные мощности главного оборудования АЭС, которые стали неожиданными конкурентами традиционным лидерам этой отрасли.

В докладе представлен анализ причин всё ещё не начинающегося возрождения ядерной энергетики в странах Запада, несмотря на явно изменившееся в положительную сторону отношение к ней политиков и общественности, которое стимулировано, главным образом, поиском путей замедления процесса глобального потепления. Даже предлагаемые правительством США – мирового лидера ядерной энергетики по числу действующих АЭС – мощные экономические стимулы с трудом выталкивают дело из двухдесятилетнего застоя. Список причин весьма длинный, но главная – экономика. Неожиданно выросшие цены строительства новых АЭС, иногда превышающие 6–7 тыс. долл. США за киловатт установленной мощности, делают новые АЭС неконкурентноспособными, особенно с парогазовыми ТЭС и даже ветроэнергетикой в регионах с благоприятной ветровой обстановкой.

Отсутствие, в течение более чем десятилетия, заказов на строительство новых АЭС привело к сокращению или полному исчезновению прежних производственных мощностей. По ряду причин в бывших ведущих энергомашиностроительных компаниях потеряна квалификация персонала.

В течение долгих лет, начиная с 1980-х годов, постоянно сокращалось финансирование НИОКР и образовательных программ в университетах в бывших странах-лидерах атомной энергетики.

Очень сильный прогресс в области освоения возобновляемых источников и, прежде всего энергии ветра и солнца, когда вводимые мощности в год в десяток раз превышают ввод атомных мощностей, в ряде стран почти полностью покрывают потребный прирост производства электроэнергии, то же является барьером для новых АЭС.

Поэтому прогресс возрождения строительства новых АЭС в западных странах наверняка будет весьма медленным и вряд ли компенсирующим вывод амортизированных атомных мощностей.

Об этих и некоторых других, менее значимых, причинах пойдёт речь в докладе.

**АНАЛИЗ МИРОВОЙ ПРАКТИКИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ МЕТОДА МАСШТАБНЫХ
(КОРРЕЛЯЦИОННЫХ) КОЭФФИЦИЕНТОВ ДЛЯ ХАРАКТЕРИЗАЦИИ РАО АЭС
ПО РАДИОНУКЛИДНОМУ СОСТАВУ**

О. И. Ярошевич, М.К. Киевец, И. В. Жук, А.С. Потапенко

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси,

Э.А. Рудак, О.И. Ячник

Институт физики им. Б.И. Степанова НАН Беларуси

В докладе проведён анализ методов и процедур измерения состава радионуклидов в радиоактивных отходах (РАО) АЭС, выполненных в рамках Государственной программы «Научное сопровождение развития атомной энергетики в Республике Беларусь на 2009 – 2010 годы и на период до 2020 года». Рассмотрены характеристики наиболее значимых с точки зрения долгосрочной радиологической безопасности долгоживущих радионуклидов в РАО АЭС и методы прямых измерений состава радионуклидов в РАО. Особое внимание уделено альтернативному методу прямых измерений, методу масштабных коэффициентов (SF-метод или метод корреляционных коэффициентов), обеспечивающему возможность определения концентраций многих трудноизмеряемых (DTM) радионуклидов в РАО АЭС, прежде всего бета-, альфа-излучающих нуклидов (таких, как ^{14}C , ^{63}Ni , ^{239}Pu и др.), и радионуклидов, испускающих рентгеновское и низкоэнергетическое гамма-излучение (^{41}Ca , ^{59}Ni , ^{129}I и др.).

Анализ программ и результатов определения состава радионуклидов SF-методом в РАО АЭС в 14 выбранных странах, эксплуатирующих 311 атомных энергоблоков (или 71% от их общего количества в мире) с реакторами всех основных типов (PWR, BWR, ВВЭР, НГWR и др.), показал, что вплоть до настоящего времени каждая страна независимо определяет SF-коэффициенты и регламентирует состав радионуклидов, который должен быть задекларирован при паспортизации упаковок с РАО. Для паспортизации РАО в основном применяется неразрушающий контроль концентраций отдельных ключевых легкоизмеряемых (ETM) нуклидов на внешней поверхности упаковок с РАО в сочетании с методом SF-коэффициентов для определения концентрации DTM-нуклидов.

В докладе проанализирован международный опыт в использовании SF-метода, как в странах, занимающих лидирующие позиции в использовании АЭС (Франция, США, Германия, Канада, Япония и др.), так и в странах, имеющих одиночные АЭС и более ограниченные финансовые и технические возможности (Венгрия, Словения, Литва, Бразилия и др.). Описаны обоснование выбора ключевых нуклидов, программ отбора и анализов образцов РАО, перечни радионуклидов, установленные национальными регулирующими органами различных стран в области атомной энергии, концентрации которых необходимо декларировать для каждой упаковки РАО АЭС, методы определения SF-коэффициентов и периодичность их пересмотра.

Приведены также результаты расчёта корреляционных соотношений для идентификации состава радионуклидов в отработавших твэлах реактора ВВЭР-1000 с превалирующим использованием модели рождения и гибели частиц в приближении линейной связи.

**ДЕМОНСТРАЦИОННЫЙ СВИНЦОВО-ВИСМУТОВЫЙ МИШЕННЫЙ КОНТУР
МК-1 ДЛЯ УСКОРИТЕЛЬНО-УПРАВЛЯЕМЫХ СИСТЕМ:
СОСТОЯНИЕ И БУДУЩЕЕ ПРИМЕНЕНИЕ**

С.В. Игнатьев, М.П. Леончук, Ю.И. Орлов, Д.В. Панкратов

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

Н.Н. Климов, В.С. Степанов

ОКБ «Гидропресс», Подольск, Россия,

Ж. Ма, А. Хечанова

Университет Невады, США,

Н. Ли

Лос-Аламосская национальная лаборатория, США,

В. Гудовский

МНТЦ, Москва, Россия

Проанализированы сложный эволюционный путь, состояние и возможное применение в будущем демонстрационного жидкометаллического свинцово-висмутowego мишенного комплекса МК-1 на 1 МВт мощности протонного пучка как важнейшей составной части мишенно-бланкетных ускорительно-управляемых систем, разработанного, созданного и дважды испытанного в рамках программы МНТЦ.

***EXPERIENCE IN DEVELOPMENT AND ISOTHERMAL TESTINGS OF LEAD-BISMUTH
TARGET CIRCUIT TC-1 FOR THE ACCELERATOR-DRIVEN SYSTEMS***

S. Ignatiev¹, M. Leonchuk¹, Yu. Orlov¹, D. Pankratov¹, G. Suvorov¹,

N. Klimov², V. Stepanov²,

J. Ma³, A. Hechanova³,

N. Li⁴,

W. Gudowski⁵

¹*Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk, Russia,*

²*Experimental and Design Organization "Gidropress", Podolsk, Russia,*

³*University of Nevada, USA,*

⁴*Los Alamos National Laboratory, USA,*

⁵*International Science and Technology Center, Moscow, Russia*

A complicated evolution way, status and future application of the pilot molten lead-bismuth target circuit TC-1 of 1 MW proton beam power as an important part of the target-blanket accelerator driven systems, that has been developed, created and twice tested under the auspice of the International Science and Technology Center, is analyzed.

**ПЛАНИРОВАНИЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ ПРОГРАММЫ И
БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС**

А.М. Боровикова, О.Г. Матюкова, В.Г. Молодых, Ю.С. Панитков

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны

НАН Беларуси

Доклад посвящён концептуальным вопросам подготовки и развёртывания ядерной энергетической программы (ЯЭП) в государстве, принявшем решение использовать атомную энергию в мирных целях. Рассмотрены проблемные вопросы развёртывания ЯЭП, сформулированы требования к вводу и реализации ЯЭП.

В докладе рассмотрены основные комплексные направления обеспечения безопасности атомной энергетики, базирующиеся на международном опыте государств, реализовавших национальные ЯЭП.

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ ПОДДЕРЖКА АВАРИЙНОГО РЕАГИРОВАНИЯ КАК ВАЖНЫЙ ФАКТОР ПОВЫШЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ

Р.И. Бакин, С.Н. Красноперов, И.А. Осипьянц, А.В. Шикин
Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

Готовность к адекватному, эффективному и своевременному реагированию на ядерные и радиационные аварии является одним из ключевых факторов обеспечения безопасности функционирования объектов использования атомной энергии и снижения рисков неблагоприятного воздействия ионизирующего излучения на здоровье человека.

В последнее время в Российской Федерации предприняты значительные усилия по развитию и совершенствованию современной системы аварийного реагирования на радиационные аварии. В состав сил и средств системы предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций Госкорпорации «Росатом» входят профессиональные аварийно-спасательные формирования (аварийно-технические центры и АСФ отраслевого уровня), нештатные аварийно-спасательные формирования и локальные кризисные центры на предприятиях, созданы автоматизированные системы мониторинга безопасности и контроля радиационной обстановки.

Высокая наукоёмкость и сложность атомных технологий предъявляет специфические требования к организации системы аварийного реагирования, при этом большое внимание уделяется её научно-техническому обеспечению.

Научно-техническую поддержку принятия решений по защите персонала, населения и окружающей среды обеспечивает опытный и квалифицированный персонал предприятий и организаций Госкорпорации «Росатом», имеющий практический опыт работ по ликвидации последствий прошлых радиационных аварий.

Другой способ научно-технической поддержки заключается в формировании постояннодействующих функциональных структур – центров научно-технической поддержки на базе ведущих научно-исследовательских организаций и институтов.

Центры научно-технической поддержки оснащены необходимыми программно-техническими комплексами и современными средствами связи и передачи данных, которые обеспечивают взаимодействие между участниками аварийного реагирования, в том числе с Ситуационно-кризисным центром (СКЦ) Росатома, Кризисным центром (КЦ) ОАО «Концерн Росэнергоатом», Национальным центром управления в кризисных ситуациях (НЦУКС) МЧС России, Информационно-аналитическим центром (ИАЦ) Ростехнадзора, а также при необходимости между собой.

СОТРУДНИЧЕСТВО ЯДЕРНЫХ ОБЩЕСТВ В УСЛОВИЯХ ЯДЕРНОГО РЕНЕССАНСА

Н.А. Жданова
Ассоциация «Ядерное общество Казахстана»

В современных условиях ядерного ренессанса требованием времени становится сотрудничество неправительственных организаций разных стран, особенно ядерных обществ. Комплекс решаемых задач включает как прежние, так и новые: пропаганда знаний об атомной отрасли, усиление имиджа ядерной сферы, решение кадровой проблемы, сохранение и управление знаниями.

Самым ярким примером сотрудничества ядерных обществ является деятельность World Nuclear Association. С 2004 года ассоциация «Ядерное общество Казахстана» (ЯОК) стала аффилированным членом WNA.

Из «дальних» партнёров наиболее активна совместная работа ЯОК с Американским ядерным обществом (ANL). На стадии подготовки меморандумы о сотрудничестве с рядом ядерных обществ других стран.

Особое значение имеет партнёрство с неправительственными организациями стран, имеющих общие границы. В данном случае показателен пример тесной совместной работы ассоциации «Ядерное общество Казахстана» и Ядерного общества России.

Цель работ неизменна: наращивание интенсивности сотрудничества специалистов, обсуждение конкретных предложений и путей их реализации.

НАРАБОТКА ^{236}U И ВЫГОРАНИЕ ^{235}U В МОМЕНТ АВАРИЙНОГО РАЗГОНА РЕАКТОРА 4-ГО БЛОКА ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС

В.И. Садчиков, В.Н. Забродский, Ю.И. Бондарь, В.Н. Калинин
Полесский государственный радиационно-экологический заповедник,
Лаборатория спектрометрии и радиохимии

Экспериментальные значения отношения $^{236}\text{U}/^{238}\text{U}$, характеризующие образцы почв, отобранных на территории ПГРЭЗ (Масаны, Красноселье, Радин и др.), превышают аналогичные значения, полученные расчётным путём при работе реактора в штатном режиме. Максимальные экспериментальные значения $^{236}\text{U}/^{238}\text{U}$ равны $(2,1-2,34) \cdot 10^{-3}$, а теоретически рассчитанные значения $^{236}\text{U}/^{238}\text{U}$ порядка $1,9 \cdot 10^{-3}$. Нами высказано предположение, что причина этого несоответствия состоит в том, что при расчёте теоретического значения $^{236}\text{U}/^{238}\text{U}$ не учитывался всплеск реактивности реактора ЧАЭС, достигающий значения $(2-4) \beta_{\text{эфф}}$ в момент аварии, что и привело к катастрофе. Возрастание нейтронного потока в 10^5-10^6 по отношению к номинальному обусловило дополнительную наработку ^{236}U (дочерний элемент ^{235}U) и вероятное перераспределение содержания других радионуклидов в чернобыльских выпадениях. Величина нейтронного потока в момент разгона реактора, полученная при расчёте дополнительного количества ^{236}U , коррелирует со значением потока при расчёте дополнительной наработки ^{241}Pu (доклад авторов на Международной конференции «Nonlinear Phenomena in Complex Systems», Minsk, Belarus, May 19-22, 2009). Рассчитано также выгорание ^{235}U в момент аварийного разгона реактора.

ОПЫТ МОДЕРНИЗАЦИИ И РЕКОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА ИРТ-Т

И.Н. Григоров, О.Ф. Гусаров, П.Н. Худолеев, Ю.А. Цибульников
Национальный исследовательский Томский политехнический университет

Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т введён в эксплуатацию в 1967 году. С момента пуска и до 1970 года активная зона реактора была загружена ТВС типа ЭК-10 с графитовым отражателем. В 1971 году была проведена первая реконструкция активной зоны реактора с переходом на ТВС типа ИРТ с 90% обогащением ^{235}U и бериллиевым отражателем. Это позволило увеличить мощность реактора до 2,5 МВт.

Полномасштабная реконструкция с 1977 года по 1984 год позволила увеличить мощность до 6 МВт.

В 2004 году начаты подготовительные работы по увеличению мощности реактора до 10–12 МВт.

В докладе представлены результаты реконструкции технологических систем, систем СУЗ, контроля технологических параметров, радиационного контроля, перспективные планы реконструкции и развития ИЯУ ИРТ-Т.

АСПЕКТЫ ЗАХОРОНЕНИЯ ВЫСОКОАКТИВНЫХ РАО В ГЛУБОКИХ ГЕОЛОГИЧЕСКИХ ФОРМАЦИЯХ БЕЛАРУСИ

Л.А. Поливко

Научно-производственное республиканское предприятие «БЕЛГЕО»

Использование атомной энергии предполагает обязательное решение проблем, связанных с радиоактивными отходами РАО и отработавшим ядерным топливом. Эксплуатационные отходы АЭС в своем большинстве являются низко- и среднеактивными. Их захоронение предпочтительно организовать близко от места образования.

В настоящем докладе рассматриваются вопросы выбора места и геологической среды для создания подземного хранилища отработавших топливных элементов и других высокоактивных отходов АЭС. На данной стадии проработки этой проблемы на концептуальном уровне рассматриваются требования к геологической среде и территории, в пределах которых имеются предпосылки для выявления геологических объектов с необходимыми характеристиками.

Высокая активность отходов и длительный период времени, необходимый для обеспечения их распада до безопасных пределов, делают предпочтительным глубокое размещение хранилища в геологических объектах, характеризующихся высокой степенью закрытости. Подходящее место размещения хранилища может быть выбрано посредством систематического сужения области поиска от перспективных регионов к конкретным площадкам и геологическим объектам.

Более конкретные проработки аспектов захоронения (хранения) высокоактивных РАО могут быть сделаны после завершения разработки национальной стратегии обращения с РАО и закрепления её на законодательном уровне.

МНОГОМЕРНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРИ ЕСТЕСТВЕННОМ И ВЫНУЖДЕННОМ ОХЛАЖДЕНИИ КОНТЕЙНЕРОВ В ХРАНИЛИЩАХ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Т.Ю. Пронкевич

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

Проблема обеспечения безопасности объектов атомной энергетики выявила необходимость исследования класса свободно-конвективных течений, которые обусловлены не внешними условиями, а внутренними источниками тепла.

В настоящей работе приводится численное моделирование экспериментов с целью оценки пригодности кода COMSOL как средства получения новых результатов и тестирования более простых моделей теплоотдачи при хранении отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Современные конструкции для хранения ОЯТ представляют собой усложнённые конструктивные элементы, в которых имеются различные режимы для отвода остаточного тепловыделения.

Существующие методы расчёта тепловых потоков в хранилищах ОЯТ основаны на обработке экспериментальных данных и интегральных методиках. Основными факторами, характеризующими состояние теплопереноса, служат число Рэлея и среднее число Нуссельта:

$$Ra = \frac{\alpha g \Delta T R^3}{(\nu k)}, \quad Nu = R \int_{S_b} f_n ds / (\lambda(T_m - T_b) S_b)$$

Расчёт хорошо передаёт особенности пространственного распределения температуры и тепловых потоков при моделировании достаточно простых геометрических структур.

Снижение затрат на хранение ОЯТ связано с внедрением надёжных методик расчёта. Основой таких методик может служить решение многомерных уравнений сохранения с учётом необходимых граничных условий. Подобные системы уравнений должны быть построены для сложных геометрических структур и учитывать режимы теплоотвода при свободной и вынужденной конвекции. Замкнутая система многомерных уравнений сохранения имеет вид:

$$C_p \rho \frac{\partial T}{\partial t} + C_p \rho \mathbf{u} \nabla T = \nabla(-k \nabla T) + Q$$
$$\rho \frac{\partial \mathbf{u}}{\partial t} + \rho \mathbf{u} \cdot \nabla \mathbf{u} = \nabla \cdot [-p \mathbf{I} + \eta (\nabla \mathbf{u} + (\nabla \mathbf{u})^T) - (2\eta/3 - \kappa)(\nabla \cdot \mathbf{u}) \mathbf{I}] + \mathbf{F}$$
$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho \mathbf{u}) = 0$$

к которой добавляются соответствующие граничные условия, характерные для хранилищ ОЯТ.

В работе представлена модель и результаты расчёта тепловых потоков в условиях свободной и вынужденной конвекции применительно к условиям хранения ОЯТ. Показано, что решение многомерных уравнений сохранения даёт возможность уточнить параметры теплоотдачи и условия для хранения ОЯТ. Результаты данной работы могут быть использованы для повышения надёжности и снижения затрат на хранение ОЯТ.

ОСУЩЕСТВЛЕНИЕ ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В РЕСПУБЛИКЕ БЕЛАРУСЬ

В. А. Брылева

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

В Республике Беларусь принято решение о развитии атомной энергетики и строительстве АЭС. Строительство АЭС в Беларуси требует учёта сложившейся ситуации после аварии на ЧАЭС и отношения людей к атомной энергетике, негативным аспектам которых длительное время посвящалось большинство публикаций в средствах массовой информации. Изменение этого состояния требует продуманной информационной работы для коррекции восприятия радиоэкологических аспектов ядерной энергетики, поскольку

ку на сегодняшний день в республике общественное понимание проблем безопасности атомной энергетики и её воздействия на природу значительно отличается от научных представлений. Основные причины недоверия населения кроются в недостаточности информированности общественности о состоянии дел в современной ядерной энергетике и всех аспектах её функционирования, что связано со страхом перед авариями, происходившими на её объектах и жёсткой антиядерной пропагандой.

Дальнейшее развитие ядерной энергетики в нашей республике будет зависеть, в том числе, от быстрого снабжения общества непредвзятой информацией, что должно стать «постоянным элементом» работы с общественностью и СМИ, которые оказывают огромное влияние на приемлемость ядерной энергетики для населения. Большое внимание проблеме информирования населения уделяется Президентом и Правительством Республики Беларусь. Доступ общественности к информации регулируется требованиями Законов Республики Беларусь «Об использовании атомной энергии» от 30 июля 2008 № 426-3, «Об информации, информатизации и защите информации» от 10 ноября 2008 № 455-3 и «Орхусской Конвенции», которая ратифицирована Указом Президента Республики Беларусь от 14 декабря 1999 № 726.

Необходимо отметить, что в Республике Беларусь начата работа по образовательной деятельности для населения и представителей СМИ. В июле 2008 года на базе РУП «Международный центр интеграционной информации. Общественный пресс-центр Дома прессы» образован Информационный центр развития атомной энергетики (РАТЭН), который уже провел цикл образовательных семинаров для работников предприятий всех областных центров Республики Беларусь, включая г. Минск.

Были организованы встречи с общественностью г.п. Островец, вблизи которого предполагается строительство будущей белорусской АЭС. Проводится республиканская информационная акция для детей «Мир – в твоих руках» и др.

В Национальной академии наук Беларуси такая работа проводится в рамках мероприятия 9 «Осуществление информационно-аналитического обеспечения развития атомной энергетики в Республике Беларусь» Государственной программы «Научное сопровождение развития атомной энергетики в Республике Беларусь на 2009 – 2010 годы и на период до 2020 года», целью которого являются:

- информационно-аналитическое обеспечение деятельности Министерства энергетики, учреждений и организаций энергетического профиля, органов управления различного уровня, ответственных за принятие решений по проблемам и тенденциям развития атомной энергетики в Республике Беларусь и строительству АЭС;
- научное обеспечение информационно-просветительской работы с населением и СМИ;
- анализ международного опыта (Франция, Россия) формирования общественного мнения о развитии атомной энергетики в государстве и выработка предложений по информированию населения в республике;
- изучение динамики восприятия населением строительства АЭС по мере проведения образовательной работы.

PROCESSING AND ANALYSES OF THE PULSED-NEUTRON EXPERIMENTAL DATA of the YALINA FACILITY

Y. Cao, Y. Gohar, D. Smith, A. Talamo, Z. Zhong

Argonne National Laboratory, 9700 South Cass Avenue, Argonne, IL 60439, USA,

H. Kiyavitskaya, V. Bournos, Y. Fokov, C. Routkovskaya, S. Sadovich

Joint Institute for Power & Nuclear Research - Sosny,

National Academy of Sciences of Belarus, 99 acad. Krasin str., Minsk 220109, Belarus

The YALINA subcritical assembly of the Joint Institute for Power and Nuclear Research (JIPNR)-Sosny, Belarus has been utilized to study the physics parameters of accelerator driven systems (ADS) with high intensity Deuterium-Tritium and Deuterium-Deuterium pulsed neutron sources. In particular, with the fast and thermal neutron zones of the YALINA-Booster subcritical assembly, the pulsed neutron experiments have been utilized to evaluate the pulsed neutron methods for determining the reactivity of the subcritical system. In this paper, the pulsed-neutron experiments performed in the YALINA-Booster 1141 configuration with 90% ^{235}U fuel and 1185 configuration with 36% and 21% ^{235}U fuel are examined and analyzed. The Sjöstrand area-ratio method is utilized to determine the reactivities of the subcritical assembly configurations. The linear regression method is applied to obtain the prompt neutron decay constants from the pulsed-neutron experimental data. The reactivity values obtained from experimental data are shown to be dependent on the detector locations and also on the detector types. The large discrepancies between the reactivity values given by the detectors in the fast neutron zone was reduced by spatial correction methods, and the estimated reactivity after the spatial corrections are almost spatially independent.

YALINA BOOSTER COLLABORATIVE STUDIES

Y. Gohar, G. Aliberti, Y. Cao, D. Smith, A. Talamo, Z. Zhong

Argonne National Laboratory, 9700 South Cass Avenue, Argonne, IL 60439, USA,

I. Bolshinsky

Idaho National Laboratory, P. O. Box 2528, Idaho Falls, Idaho 83403, USA,

H. Kiyavitskaya, V. Bournos, Y. Fokov, C. Routkovskaya, S. Sadovich, I. Serafimovich

Joint Institute for Power & Nuclear Research - Sosny,

National Academy of Sciences of Belarus, 99 acad. Krasin str., Minsk 220109, Belarus

YALINA-Booster subcritical assembly of the Joint Institute for Power & Nuclear Research – Sosny (JIPNR-SOSNY), National Academy of the Sciences of Belarus is an experimental facility for examining the physics of accelerator driven systems (ADS) with different neutron spectra. The facility has two separate fuel zones: one with a lead matrix material, which results in a fast neutron spectrum, and the other with a polyethylene matrix material, which results in a thermal neutron spectrum. A zone consists of boron carbide and natural uranium is used between these two fuel zones to prevent thermal neutrons from entering the fast zone. In the original configuration, the fast zone utilized uranium fuels with two different uranium enrichments of 90% and 36% ²³⁵U.

Argonne National Laboratory (ANL) and JIPNR-SOSNY have been collaborating on examining the physics of ADS by developing detailed calculational models and by analyzing the experimental results of the YALINA-Booster subcritical assembly. In addition, the 90% and 36% enriched uranium fuels were replaced with 21% enriched uranium fuels in two steps. First, the 90% enriched uranium fuels were replaced with 36% enriched uranium fuels and the YALINA-Booster configuration was adjusted to maintain the original performance. Second, all the 36% enriched uranium fuels were replaced with 21% enriched uranium fuels and new configurations have also been developed to maintain the original performance. In the two steps, experiments have been carried out and analyses have been performed to examine the governing physics of the different ADS configurations. Cf, D-D, and D-T neutron sources have been utilized for performing static and dynamic experiments. New methods have been developed to perform the necessary analyses. In this paper, the calculational models, and the static and the kinetic neutronics results of the different configurations are presented and compared with the experimental results.

YALINA BOOSTER SUBCRITICAL ASSEMBLY MODELING AND ANALYSES

A. Talamo, Y. Gohar, G. Aliberti, Y. Cao, Z. Zhong

Argonne National Laboratory, 9700 South Cass Avenue, Argonne, IL 60439, USA,

H. Kiyavitskaya, V. Bournos, Y. Fokov, C. Routkovskaya, S. Sadovich

Joint Institute for Power & Nuclear Research - Sosny,

National Academy of Sciences of Belarus, 99 acad. Krasin str., Minsk 220109, Belarus

Accurate simulation models of the YALINA Booster assembly of the Joint Institute for Power and Nuclear Research (JIPNR)-Sosny, Belarus have been developed by Argonne National Laboratory (ANL) of the USA. YALINA-Booster has coupled zones operating with fast and thermal neutron spectra, which requires a special attention in the modelling process. Three different uranium enrichments of 90%, 36% or 21% were used in the fast zone and 10% uranium enrichment was used in the thermal zone. Two of the most advanced Monte Carlo computer programs have been utilized for the ANL analyses: MCNP of the Los Alamos National Laboratory and MONK of the British Nuclear Fuel Limited and SERCO Assurance. The developed geometrical models for both computer programs modelled all the details of the YALINA Booster facility as described in the technical specifications defined in the International Atomic Energy Agency (IAEA) report without any geometrical approximation or material homogenization. Materials impurities and the measured material densities have been used in the models.

The obtained results for the neutron multiplication factors calculated in criticality mode (k_{eff}) and in source mode (k_{src}) with an external neutron source from the two Monte Carlo programs are very similar. Different external neutron sources have been investigated including californium, deuterium-deuterium (D-D), and deuterium-tritium (D-T) neutron sources. The spatial neutron flux profiles and the neutron spectra in the experimental channels were calculated. In addition, the kinetic parameters were defined including the effective delayed neutron fraction, the prompt neutron lifetime, and the neutron generation time.

A new calculation methodology has been developed at ANL to simulate the pulsed neutron source experiments. In this methodology, the MCNP code is used to simulate the detector response from a single pulse of the external neutron source and a C code is used to superimpose the pulse until the delayed neutron background is saturated. The pulse superimposition method has also been used for calculating the Bell and Glasstone correction factor to correct for the spatial dependency of the measured reactivity of the YALINA-Booster using neutron pulse experiments.

**YALINA FAST SUBCRITICAL ASSEMBLY FOR INTERNATIONAL COLLABORATION ON
ACCELERATOR DRIVEN SYSTEMS RESEARCH**

Y. Gohar, Y. Cao, R. Kellogg, D. Smith, A. Talamo, Z. Zhong

Argonne National Laboratory, 9700 South Cass Avenue, Argonne, IL 60439, USA,

I. Bolshinsky

Idaho National Laboratory, P. O. Box 2528, Idaho Falls, Idaho 83403, USA,

H. Kiyavitskaya, V. Bournos, Y. Fokov, C. Routkovskaya,

S. Sadovich, I. Serafimovich

Joint Institute for Power & Nuclear Research - Sosny,

National Academy of Sciences of Belarus, 99 acad. Krasin str., Minsk 220109, Belarus

The YALINA-Booster facility was constructed at the Joint Institute for Power and Nuclear Research SOSNY of Belarus to produce a fast neutron spectrum to study the physics of Accelerator Driven Systems (ADS) and the transmutation of transuranics. It is a subcritical assembly driven by an external neutron source. The available nuclear fuels have been utilized, which consists of different uranium enrichments and geometries. Therefore, the obtained fast neutron zone has heterogeneous structure and mixed neutron spectrum due to the neutron leakage from the thermal zone. In addition, the geometrical configuration of the YALINA-Booster facility is very complicated and requires upgrade to produce uncontaminated fast neutron spectrum. The proposed upgrade of YALINA-Booster Facility is intended to allow and to include the following aspects in the facility mission:

- A fast neutron experimental facility for studying the transmutation of the transuranics of spent nuclear fuels.
- A training facility for young specialists in the peaceful field of nuclear research, applications, and energy production.
- A scientific center, where experts from different countries can participate in the technical work to gain experience for using low enriched uranium for ADS for different functions,
- A facility for studying the generation of medical and trace isotopes.
- A center for performing ADS research to study:
 - Online reactivity monitoring and control of subcritical system;
 - Subcriticality level and related uncertainties;
 - Kinetic parameters and transmutation rates measurements and analyses;
 - Performance comparison of sub-critical systems with different neutron sources;
 - Comparison of using different neutron sources for transmutation applications;
 - Analyses of low enriched uranium utilization in subcritical systems instead of high enriched uranium without penalizing its performance.
- A full demonstration of the low enriched uranium use for ADS physics research and applications.

The upgraded facility will have one low enriched uranium fuel type with single uranium enrichment loaded in an aluminum matrix for producing a fast neutron field. Axial Lead and radial carbon reflectors will be used for the assembly. The upgraded facility will use the current infrastructure as much as possible, which include the experimental room, the control room, the deuteron accelerator, and the supporting equipments. Some of the equipments will be upgraded and the matrix material will be fabricated. The upgraded facility will have the flexibility to use different numbers of fuel rods and configurations for performing the facility mission. Changing the reflector thickness will provide such flexibility.

ANALYTICAL AND EXPERIMENTAL ANALYSIS OF YALINA-BOOSTER AND YALINA-THERMAL ASSEMBLIES

*H. Kiyavitskaya, V. Bournos, S. Mazanik, A. Khilmanovich, B. Martsinkevich,
Ch. Routkovskaya, I. Edchik, Y. Fokov, S. Sadovich, A. Fedorenko*
JIPNR-Sosny, National Academy of Sciences of Belarus
Y. Gohar, A. Talamo
ANL, USA

Accelerator Driven Systems (ADS) may play an important role in future nuclear fuel cycles to reduce the long-term radiotoxicity and volume of spent nuclear fuel. It is proposed that ADS will produce energy and incinerate radioactive waste. This technology was called Accelerator Driven Transmutation Technology (ADTT). The most important problems of this technology are monitoring of a reactivity level in on-line regime, a choice of neutron spectrum appropriate for incineration of Minor Actinides (MA) and transmutation of Long Lived Fission Products (LLFP) and etc. Before the designing and construction of an installation it is necessary to carry out R&D to validate codes, nuclear data libraries and other instrumentations.

The YALINA facility is designed to study the ADS physics and to investigate the transmutation reaction rates of MA and LLFP. The main objective of the YALINA benchmark is to compare the results from different calculation methods with each other and experimental data. The benchmark is based on the current YALINA facility configuration, which provides the opportunity to verify the prediction capability of the different methods. The experimental data have been obtained in the frame of the ISTC Projects B1341 “Analytical and experimental evaluation of the possibility to create a universal volume source of neutrons in the sub-critical booster assembly with low enrichment uranium fuel driven by a neutron generator” and B1732P “Analytical and experimental evaluating the possibility of creation of universal volume source of neutrons in the sub-critical booster assembly with low enriched uranium fuel driven by the neutron generator”.

In this paper a comparison of the experimental and calculated data obtained for YALINA-Booster subcritical assembly with a fuel of different enrichment and for YALINA-Thermal with a different number of control rods (216, 245 and 280) will be done.

МАРКЕРЫ ДЛЯ ОЦЕНКИ ВЛИЯНИЯ РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ АЭС НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ И ЗДОРОВЬЕ НАСЕЛЕНИЯ

Н.А. Маковская, Л.Н. Жигунова, А.В. Петрович, В.И. Кувшинов

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

Одним из актуальных экологических аспектов развития ядерной энергетики является разработка информативных маркеров, характеризующих влияние радиационно-химического воздействия АЭС на окружающую среду и здоровье населения.

Предлагаемый подход к разработке медико-биологических маркеров, характеризующих одновременно как загрязнение окружающей среды, так и состояние здоровья человека, основан на многолетних исследованиях за содержанием канцерогенных нитрозоаминов во всех объектах окружающей среды (вода, атмосферный воздух, почва, продукты питания) и в биологических жидкостях организма. Нитрозоамины являются химически стабильными и распространёнными во всех средах жизни соединениями, синтез которых проходит из азотсодержащих предшественников (нитратов, нитритов, аминов и др.) не только в окружающей среде, но и в организме человека. Эта экологическая особенность отличает их от ряда других канцерогенов и позволяет рассматривать нитрозоамины в качестве медико-экологических маркеров, характеризующих одновременно как загрязнение окружающей среды, так и состояние здоровья человека.

На основании проведённых исследований в почве, атмосферном воздухе, водных источниках и биологических жидкостях организма в качестве маркера, характеризующего загрязнение окружающей среды и состояние здоровья человека, предложен уровень содержания нитрозодиметиламина.

Использование нитрозодиметиламина как маркера для конкретной ситуации среды (АЭС) и здоровья может стать базовым в оценке риска здоровью населения, связанного с действием совокупности химических, физических, биологических и социальных факторов среды обитания человека.

БЫСТРЫЕ РЕАКТОРЫ В ЭНЕРГООБЕСПЕЧЕНИИ УСТОЙЧИВОГО РАЗВИТИЯ РОССИИ

А.В. Зродников

ГНЦ РФ – ФЭИ им. А.И. Лейпунского, Обнинск, Россия

На основе анализа системных проблем современной ядерной энергетики обсуждаются новые аспекты создания ядерной энергосистемы будущего, базирующейся на передовых технологиях замкнутого ядерного топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах.

Формулируются системные требования к условиям топливообеспечения ядерной энергетики любой установленной мощности при полном вовлечении в топливный цикл природных урана и тория. При этом безопасный и надёжный быстрый реактор, являясь источником тепловой энергии, выполняет функции расширенного воспроизводства ядерного топлива и «выжигания» минорных актинидов. Этим обуславливается его роль как ключевого технологического элемента замкнутого ядерного топливного цикла и, одновременно, как системообразующего элемента новой технологической платформы крупномасштабной ядерной энергетики 21-го века.

Наиболее полная программа развития таких реакторов была осуществлена в СССР. В результате Россия сегодня является мировым лидером в этой области и на новом уровне продолжает работы по быстрым натриевым, быстрым свинцово-висмутовым и быстрым свинцовым реакторам. Особое место в формировании новой технологической платформы крупномасштабной ядерной энергетики отводится быстрым натриевым реакторам, обладающим в настоящее время самым высоким уровнем технологической готовности к коммерциализации.

ИННОВАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ ПОЛУЧЕНИЯ РАДИОФАРМПРЕПАРАТОВ ДЛЯ ВНЕДРЕНИЯ В МЕДИЦИНСКУЮ ПРАКТИКУ

В.Я. Панченко, В.А. Павшук, Д.Ю. Чувилин

РНИЦ «Курчатовский институт»,

Л.Н. Жигунова, В.И. Кувшинов, А.В. Петрович

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

Ядерная медицина – направление современной медицины, использующее радиоактивные вещества для диагностики и терапии различных заболеваний в онкологии, кардиологии, урологии и других областях.

Наиболее важным изотопом, используемым в настоящее время в ядерной медицине, является метастабильный технеций-99m (^{99m}Tc), дочерний продукт распада молибдена-99 (^{99}Mo). ^{99m}Tc находит при-

менение в кардиологии, онкологии и других областях медицины. В радиоизотопной диагностике около 80% процедур выполняется с препаратами, мечеными ^{99m}Tc . Мировое потребление $^{99m}\text{Mo}/^{99m}\text{Tc}$ достигает 12000 Ки в неделю и имеет тенденцию роста приблизительно 10% в год. Однако неуклонное старение исследовательских реакторов, используемых для получения $^{99m}\text{Mo}/^{99m}\text{Tc}$, превращает возможность получения пациентами необходимых диагностических процедур в острую проблему. Попытка преодолеть дефицит ^{99m}Mo сооружением в Канаде двух специализированных реакторов MAPLE не увенчалась успехом – в 2008 году из-за допущенных проектных ошибок реакторы были окончательно остановлены. Сложившаяся ситуация предоставляет сегодня хорошие стартовые возможности для реализации альтернативных технологий получения ^{99m}Mo .

В качестве такой альтернативы в РИЦ «Курчатовский институт» предложено реализовать технологии, основанные на использовании реакторов с гомогенным жидким топливом, которые открывают перспективы создания специализированного крупномасштабного производства ^{99m}Mo и других радиоизотопов медицинского назначения.

На базе реактора «Аргус» с топливом в виде водного раствора солей урана UO_2SO_4 разработаны инновационные технологии получения ^{99m}Mo и ^{89}Sr , кроме того, имеется возможность получения таких медицинских радиоизотопов, как ^{131}I и ^{133}Xe .

Основные преимущества реакторов с гомогенным топливом:

- внутренняя присущая безопасность;
- снижение мощности ядерного реактора, количества радиоактивных отходов и отработавшего ядерного топлива в 100 – 1000 раз;
- меньшие капитальные затраты на строительство и меньшие эксплуатационные расходы;
- возможность использования низкообогащенного урана.

«Растворная» технология удовлетворяет требованиям МАГАТЭ, в частности, требованиям по экономической эффективности, экологической чистоте и гарантиям нераспространения высокообогащенного ядерного топлива. Результаты НИР, выполненные на реакторе «Аргус», в целом говорят о готовности к созданию такого комплекса для производства медицинских радионуклидов, замещающего выбывающие по причине старения и низкой эффективности использования топлива имеющиеся производства медицинских радиоизотопов.

Другой альтернативной технологией является производство ^{99m}Tc на базе облучённой Zr – Mo гелематрицы, разработанной в ОИЭЯИ–Сосны НАН Беларуси.

Работы по созданию демонстрационного образца ядерно-химического комплекса по получению важнейших медицинских радиоизотопов и переносных генераторов ^{99m}Tc планируются развернуть в рамках программы Союзного государства «Разработка и внедрение технологий нового поколения по производству радионуклидов и радиофармпрепаратов для диагностики и терапии онкологических заболеваний».

АНАЛИЗ ПОТЕНЦИАЛЬНЫХ РИСКОВ ОТ АЭС ДЛЯ БИОЛОГИЧЕСКИХ ОБЪЕКТОВ ОХРАНЯЕМЫХ ТЕРРИТОРИЙ

А.А. Андрижневский, А.Ж. Гребеньков, А.Г. Лукашевич, А.Г. Трифонов

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

Многие территории в Европе подвергаются влиянию неблагоприятных антропогенных факторов, вызывающих экологический стресс. Эти факторы могут включать как радиационные загрязнения АЭС, так и химические загрязнения или другие нарушения экосистемы (изменения землепользования, изменения гидрологии, агрессивные виды, генетически модифицированные виды, изменения климата и т.д.). В то же самое время, эти территории могут представлять области с высокой биологической вариативностью и содержать естественные среды, потенциально ценные для некоторых исчезающих видов.

Внешнее воздействие, и следовательно, оценка риска, может зависеть от пространственной неоднородности загрязняющих веществ и относительной позиции существ, подвергаемых воздействию (рецепторов). Последняя может быть обусловлена пространственно выраженной миграцией и поведением, связанным с поиском и добыванием корма. Однако, общая практика оценки экологического риска предполагает усреднённую по площади концентрацию загрязняющих веществ и усреднённые во времени контакты рецепторов с загрязнённой средой. При таком подходе оценки внешнего воздействия и последующие оценки ущерба человеческому здоровью и экологического риска предполагают статическое и равномерное во времени воздействие концентрации загрязнителя на экологический рецептор, представленное некоторой описательной статистической величиной, такой, как среднее или максимальное значение. Эти предположения вообще чрезмерно консервативны и игнорируют некоторые из главных преимуществ, предлагаемых оценкой риска – способность учесть сайт-специфичные условия и провести итерационный анализ.

Цель этого исследования состоит в том, чтобы разработать и использовать методику, которая в оценках риска учитывала бы пространственный и временной характер экологии рецептора. При этом разрабатываемый программный прототип может быть структурой для пространственно выраженной оценки риска для представителей заповедников экосистем суши, подвергающихся воздействию веществ, вызывающих экологический стресс. Программное обеспечение использует модель оценки качества среды обитания, пространственно выраженные модели кормодобывания, миграции и внешнего воздействия.

Вероятностная модель миграции рецептора используется для оценки внешнего воздействия и рисков для рецептора и состоит из двух моделей. Пространственно выраженная модель оценки внешнего воздействия вычисляет дозы, полученные рецептором от приёма пищи в областях различной загрязнённости, и определяет зависящее от времени накопление загрязнителя в ткани рецептора, используя дифференциальное уравнение баланса и уравнение непрерывности концентраций. Модель использует количество потреблённого корма и степень его загрязнённости и возвращает полученную дозу. Модель оценки риска вычисляет степень опасности для каждого загрязнителя; она равна концентрации загрязнителя в среде обитания, разделённой на выбранную эталонную безопасную концентрацию для экологических рецепторов (пороговое значение).

Прототип программного комплекса был тестирован на следующих сценариях: (А) оценка дозы и риска для пространственно-гомогенного загрязнения, характеризующегося усреднёнными концентрациями токсичных веществ: то есть, миграция рецептора не учитывается, и моделируется детерминистическая оценка дозы; (В) оценка дозы и риска с вероятностным моделированием миграции рецептора в зависимости от привлекательности корма и других факторов, обсуждённых выше. Результаты оценки накопленной дозы ^{137}Cs в тканях европейской косули и вариации дозы в зависимости от шаблона загрязнения кормовой базы (грибов) и возможных маршрутов миграции косули в пределах её среды обитания находятся в хорошем согласии с полевыми данными.

ДЕТЕРМИНИСТСКИЙ ПОДХОД К ОЦЕНКЕ РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ ПРИ АВАРИЙНОМ ВЫБРОСЕ РАДИОАКТИВНОСТИ ИЗ КОНТУРА АЭС

А.Г. Трифонов, Ю.Е. Крюк, В.В. Радкевич

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

Безопасность АЭС основана на концепции глубокоэшелонированной защиты, которая в свою очередь базируется на применении системы физических барьеров на пути распространения излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду и мерах по защите этих барьеров.

Оценка безопасности атомных станций (АС) – основа для принятия управляющих и регулирующих решений. Эти оценки постоянно проводятся как самой эксплуатирующей организацией, так и независимым от неё регулирующим органом.

Для оценки безопасности выработана система показателей, часть из которых может быть измерена инструментально, часть рассчитана с помощью различных методик и программных средств, часть оценивается экспертно. В последние годы количество этих показателей возрастает, что обусловлено более детальным и тщательным анализом опыта эксплуатации, совершенствованием детерминистских и вероятностных расчётных методик. Детерминистский анализ для постулируемых исходных событий является одним из инструментов для оценки безопасности АЭС.

При выполнении детерминистского анализа безопасности должны быть установлены и подтверждены проектные основы устройств, важных для безопасности. Должно быть также продемонстрировано, что станция, как она спроектирована, способна обеспечить соблюдение предписанных пределов по радиоактивным выбросам и приемлемых пределов по возможным дозам радиационного облучения в любом её состоянии, и что реализована глубокоэшелонированная защита.

Необходимо, чтобы полученная оценка подтверждала, что для возможных исходных событий на соответствующем уровне глубокоэшелонированной защиты предусмотрены адекватные меры, состоящие в выполнении основных функций безопасности и удержании под контролем выброса радиоактивных веществ.

В докладе представлены результаты для оценки воздействия на окружающую среду и оценки доз облучения по модели распространения выбросов на территории площадки АЭС. Данная модель строится на основе многомерных уравнений сохранения и с учётом того, что при известной активности радиационного источника эквивалентная доза в определённой точке детерминистски зависит от поглощающих свойств среды, расстояния и времени пребывания под воздействием облучения.

В качестве начальных условий выбраны проектные данные по величине аварийных выбросов, а в качестве граничных условий – инфраструктура проекта ВВЭР-1000.

Используемая модель даёт распределение концентраций на территории площадки. Показано, что преимущественное накопление вредных веществ происходит в застойных зонах с подветренной части зданий.

Предлагаемая модель предназначена для программно-информационного обеспечения анализа экологической обстановки в окрестности АЭС в штатных и нештатных режимах её работы.

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ДОСТИЖЕНИЯ В ОБЛАСТИ ОБРАЩЕНИЯ С РАО

С.А. Дмитриев

ГУП МосНПО «Радон», Россия

Использование атомной энергии в мирных и военных целях, применение радиоактивных изотопов в промышленности, медицине и научных исследованиях сопровождается образованием радиоактивных отходов (РАО). К настоящему времени накоплены миллионы кубических метров жидких и твердых РАО всех уровней активности – низкой, средней и высокой, поэтому проблема перевода их в относительно безопасную форму, пригодную для длительного хранения, является одной из наиболее острых в атомной энергетике.

На ряде предприятий атомной энергетики создалась критическая ситуация, так как существующие хранилища РАО практически заполнены, сброс в окружающую среду запрещён, а темпы ввода в эксплуатацию новых хранилищ недостаточны. Для исправления ситуации необходимы переработка и кондиционирование РАО с применением технологий, позволяющих максимально сократить их объём. Однако, в настоящее время жидкие РАО АЭС перерабатывают методами упаривания и ионного обмена, что не приводит к значительному уменьшению их объёма, а образующиеся кубовые остатки и отработанные сорбенты не являются стабильными формами РАО и не обеспечивают надежной иммобилизации радионуклидов. Надежную изоляцию РАО можно обеспечить только путём перевода их в твердую химически и радиационно-устойчивую и механически прочную негорючую форму путём включения в цементную (низко- и среднеактивные РАО), стеклянную (высоко- и среднеактивные РАО) или керамическую (высокоактивные и актинидные РАО) матрицы. К сожалению, до настоящего времени, несмотря на большой объём проведенных НИОКР, внедрение этих передовых технологий носит крайне ограниченный характер. В ФГУП «ПО «Маяк» с 1987 года жидкие РАО остекловывают в печи прямого электрического нагрева с получением стекла на алюмофосфатной основе.

В ГУП МосНПО «Радон» с 1998 года работает опытно-промышленная установка остекловывания жидких РАО с получением стекла на боросиликатной основе по технологии индукционного плавления в холодном тигле (ИПХТ). В настоящее время в ПО «Маяк» создается стендовая установка ИПХТ при участии МосНПО «Радон», ВНИИНМ им. А.А. Бочвара, АО СвердловНИИ-химмаш и Радиевого института им. В.Г. Хлопина. В 2011 году должно начаться проектирование опытно-промышленной установки. В ГУП МосНПО «Радон» разработаны, внедрены и успешно эксплуатируются установки цементирования жидких РАО в траншеях и контейнерах с получением цементного компаунда, установка для переработки радиоактивно-загрязненных илов и грунтов с получением цементно-подобного продукта, установка сжигания горючих РАО на базе камерной печи, установка плазменного пиролиза твердых несортированных отходов с производительностью до 250 кг/ч с жидким шлакоудалением, позволяющая получать конечный продукт в виде прочного стеклокристаллического материала, а также мембранно-сорбционные и электродиализные установки очистки воды от радионуклидов, установка прессования твердых РАО на базе суперкомпактора.

К числу значительных научно-технических достижений МосНПО «Радон», несомненно, относятся разработка систем геоэкологического мониторинга площадок для длительного хранения и захоронения РАО, радиоэкологического мониторинга территорий г. Москвы и Московской обл., разработка новых матричных материалов для иммобилизации РАО на основе цемента, стекла, стеклокерамики и керамики. В частности, сотрудниками МосНПО «Радон» совместно с учеными ИГЕМ РАН была разработана новая наноструктурированная керамика для надежной изоляции актинидных отходов, сложенная зернами, состоящими из наноразмерных зон с градиентом концентраций актинидов и редких земель от максимальной в центре зерен до минимальной в их краевых частях, что позволяет минимизировать их выход в окружающую среду.

РАЗРАБОТКА НОРМАТИВНЫХ ТЕХНИЧЕСКИХ ДОКУМЕНТОВ В ОБЛАСТИ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ

О.Б. Гурко, В.Т. Каззян, М.А. Козел, А.П. Малыхин, И.Я. Поплыко, И.А. Рымарчик

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

Учитывая мировую практику в области нормотворчества по безопасному развитию атомной энергетики, опыт создания нормативной базы России, Украины и бывшего СССР, а также с целью гармонизации нормотворчества в рамках СНГ, в Республике Беларусь принята четырехуровневая структура нормативной базы.

Законом Республики Беларусь «О техническом нормировании и стандартизации» определяются правовые и организационные основы технического нормирования и стандартизации. Указанный закон разрешает при разработке технических нормативных правовых актов (ТНПА) в качестве основы использовать соответствующие международные и межгосударственные (региональные) стандарты, нормы, требования и другие документы, за исключением случаев, когда такие документы могут быть непригодными или неэффективными.

В Республике Беларусь отсутствовала инфраструктура по разработке, созданию и эксплуатации атомных электрических станций. Поэтому, при подготовке национального ядерного законодательства представляет интерес подход, который сводится к простому включению в него формулировок из норм безопасности или руководящих принципов, разработанных международными организациями (прежде всего МАГАТЭ) или текстов нормативных документов, принятых государствами с хорошо построенными правовыми базами. Благодаря этому подходу, можно воспользоваться техническими или юридическими экспертными ресурсами организаций, государств, имеющих соответствующий опыт. В связи с тем, что в Республике Беларусь конституционные положения запрещают включение внешних документов в национальное законодательство, был принят подход переработки российской базы ядерного законодательства на соответствие законодательной базе Республики Беларусь.

При разработке нормативных документов органов государственного регулирования и органов государственного управления используются следующие основные критерии.

1. Соответствие законодательству Республики Беларусь.
2. Соответствие современному уровню науки и техники.
 - 2.1. Отечественный опыт нормативного регулирования, включая отраслевые документы.
 - 2.2. Зарубежный опыт нормативного регулирования, включая отраслевые документы.
 - 2.3. Стандарты МАГАТЭ и других международных организаций.

С 2007 году началась разработка ТНПА для атомной энергетики. Согласно закону «О техническом нормировании и стандартизации» для разработки нормативно технической документации (НТД) в нормативную базу обеспечения безопасности атомных станций были выбраны формы технических кодексов установившейся практики (ТКП).

К настоящему времени разработаны и вступили в действие 14 ТКП, по следующим направлениям:

- размещение атомных станций (4 документа);
- требования по обеспечению безопасности атомных электростанций и ядерных установок (6 документов);
- обоснование экологической безопасности атомных станций (1 документ);
- санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (1 документ);
- правила хранения и транспортировки ядерного топлива (2 документа).

В 2009 году разработаны и проходят в настоящее время согласование документы по следующим направлениям:

- правила разработки обоснования инвестиций в строительство атомной электростанции и порядок выбора площадки для атомной электростанции;
- правила безопасности при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения (2 документа);
- правила безопасности при транспортировании радиоактивных веществ;
- физическая защита ядерно-опасных объектов (4 документа);
- переработка и хранение радиоактивных отходов (2 документа);
- техническая диагностика оборудования (1 документ);
- безопасность и защита информации (3 документа); и др., всего 22 документа.
- В 2010 году предусмотрено разработать 26 ТНПА.

В течение 2011 – 2015 годов намечается разработать около 50 ТНПА, касающихся обеспечения безопасности, охраны окружающей среды, подготовки персонала, пуска и эксплуатации ядерных объектов.

ПОДГОТОВКА КАДРОВ В МГЭУ ИМ. А.Д. САХАРОВА ПО ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

*С.П. Кундас, И.И. Матвеев, С.Б. Мельнов, О.И. Родькин,
А.И. Тимошенко, Н.Н. Тушин*

Международный государственный экологический
университет имени А.Д. Сахарова
Беларусь

Специальность 1 ступени высшего образования 1-100 01 01 Ядерная и радиационная безопасность открыта в 2008 г. в рамках Государственной программы подготовки кадров для ядерной энергетики. Срок обучения – 5,5 лет. По ней ведется подготовка в МГЭУ им. А.Д. Сахарова с сентября 2008 г. Первый выпуск состоится в феврале 2014 г. В настоящее время на трёх курсах обучается 73 человека по данной специальности.

Образовательный стандарт и учебный план специальности разработан с учетом требований к знаниям и умениям соответствующих специалистов, утвержденным в России. При определении основного содержания дисциплин и распределении часов между дисциплинами различных циклов учитывался опыт России, Украины, Франции, Швеции, Великобритании, США. В рамках специальности предусмотрена подготовка по трем специализациям:

- 1-100 01 01 01 Ядерная безопасность, учёт и контроль ядерных материалов;
- 1-100 01 01 02 Радиационный контроль и мониторинг;
- 1-100 01 01 03 Безопасное использование источников ионизирующего излучения.

Для обучения по отдельным дисциплинам специальности и специализаций необходимо привлечение специалистов и лабораторной базы ОИЭЯИ – Сосны НАН Беларуси.

В рамках Государственной программы приобретено дорогостоящее спектрометрическое оборудование для обучения проведению исследований радионуклидного состава топлива, проб различных сред на содержание в них широкого спектра радиоактивных материалов. С 2011 г. начнется практическое обучение студентов и слушателей системы повышения квалификации и переподготовки кадров на данном оборудовании. Возможна кооперация в рамках научных исследований с его использованием.

Ведется повышение квалификации преподавателей, специализированное обучение студентов в России. В настоящее время 1 магистрант обучается в ИАТЭ.

В 2006 г. была открыта специальность магистратуры 1-33 80 03 Ядерная и радиационная безопасность. По ней было подготовлено 6 чел. Специалисты готовятся, в основном, для нужд системы образования и научных исследований. Представляется необходимым расширить подготовку в магистратуре до 2 лет с целью ее ориентации на научно-производственные нужды.

РАЗВИТИЕ ПОТОЧНОГО ПРОИЗВОДСТВА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА НА БАЗЕ ПСР

О.В. Крюков

ОАО «Машиностроительный завод», Россия

ОАО «Машиностроительный завод» – ведущее предприятие корпорации ТВЭЛ.

Завод изготавливает высококачественное ядерное топливо (порошки, таблетки, ТВС) для 57 коммерческих ядерных реакторов в 15 странах мира – это ~ 9–10 % объёма мирового рынка. Реализация ОАО «МСЗ» в 2010 году составила 11,7 млрд. руб., чистая прибыль – 1,6 млрд. руб.

С 2005 года завод активно наращивает объёмы производства – с 7,5 до 11,7 млрд. руб., сокращает затраты, стабильно удерживая их на уровне 70–80 копеек на 1 рубль реализованной продукции. На заводе проведена реструктуризация вспомогательного и обслуживающего производства 10 дочерних предприятий с 1800 человек работающих.

Численность самого предприятия сократилась с 10,3 до 4,5 тыс.чел., производственные площади – с 755 до 335 тыс.кв.м.

За счёт технического перевооружения, автоматизации производства и централизации обслуживания оборудования производительность труда в таблеточном производстве выросла в 3,6 раза, что позволяет предприятию предлагать потребителям вполне конкурентные предложения по ценам.

Дальнейшее совершенствование производства предприятие видит:

- в продолжении концентрации производства (до 200 тыс.кв.м);
- в организации поточного производства на всех технологических переделах, реализуя принципы ПСР.

Доклад раскрывает подходы предприятия к следующему:

- переходу от цеховой структуры (цеха порошков, таблеток, твэлов и ТВС всех видов) к модели предметно-замкнутых производств готовой серийной продукции с выделением ключевых «рабочих центров» – отделений, участков, бригад, линий, по которым синхронизируется производство и куда направляются инвестиции для расшивки «узких» мест;
- реализации технологических «требований-стандартов» на время проведения операций техпроцесса (прессование – 220 таблеток в минуту, ритм поточной линии – 360 твэлов в смену, время переналадки линии на другой типоразмер – до 1 часа). Особое внимание – внедрению элементов «интеллектуальной автоматизации»;
- реинжинирингу бизнес-процессов оперативно-производственного планирования, технической подготовки производства, обеспечения ресурсами на основе суточных графиков запуска-выпуска продукции по рабочим центрам;
- изменению производственных отношений в первичных трудовых коллективах, повышению ответственности за ритм выпуска при переходе к системе «точно вовремя» («канбан»);
- изменению в рамках ЕУСОТ мотивационного механизма, стимулирующего творческое отношение к делу всех работников предприятия;
- повышению роли инженерных служб предприятия, как генераторов технических, организационных и управленческих решений.

ЭНЕРГЕТИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ И АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

А.А. Михалевич

Институт энергетики НАН Беларуси

В Беларуси впервые в мировой практике на высшем уровне, в 2005 году Указом Президента Республики Беларусь утверждена Концепция энергетической безопасности и повышения энергетической независимости Республики Беларусь на период до 2020 г. и механизм ее реализации – Государственная комплексная программа модернизации основных производственных фондов белорусской энергетической системы, энергосбережения и увеличения доли использования в республике собственных топливно-энергетических ресурсов до 2011 года. В некоторых странах в более общих документах, таких, как энергетическая стратегия России, программа развития энергетики США и др., рассматриваются вопросы, связанные с энергетической безопасностью. Однако именно в Беларуси впервые появился документ, в котором:

- дана оценка текущего состояния энергетической безопасности страны, причем определены количественные показатели энергобезопасности;
- рассмотрены основные факторы, определяющие угрозы энергетической безопасности, как внешние, так и внутренние;
- определены главные направления укрепления энергетической безопасности и показатели, которых следует достигнуть до 2020 года;
- произведена оценка затрат на реализацию Концепции энергетической безопасности.

В соответствии с новой редакцией Концепции энергетической безопасности Республики Беларусь (Указ Президента Республики Беларусь от 17.09. 2007 года № 433) определяющими для обеспечения энергетической безопасности государства являются следующие индикаторы:

1. Энергоемкость валового внутреннего продукта (ВВП), кг у.т./ доллар США ВВП по паритету покупательной способности;
2. Доля собственных энергоресурсов в балансе котельно-печного топлива государства, %
3. Доля возможного собственного производства в общем объеме потребления электрической энергии, %;
4. Доля потребления моторного топлива, обеспечиваемая за счет добычи нефти в стране, %
5. Доля доминирующего энергоресурса (газа) в производстве тепловой и электрической энергии, %;
6. Доля доминирующего энергоресурса (газа) в потреблении котельно-печного топлива, %;
7. Доля доминирующего поставщика энергоресурсов в потреблении валовых ТЭР, %;
8. Доля тепловых электростанций, способных работать на двух и более взаимозаменяемых видах топлива, %;
9. Износ основных производственных фондов предприятий топливно-энергетического комплекса, %;
10. Обеспеченность емкостями для хранения запасов котельно-печного топлива (по газу и мазуту), сут;

11. Отношение суммарной установленной мощности электростанций к максимальной фактической нагрузке в энергосистеме (резервирование), %;
12. Отношение инвестиций в предприятия топливно-энергетического комплекса страны к стоимости их основных производственных фондов, %.
13. Из двенадцати показателей в 2005 году один (1) находился в критической зоне, восемь (2, 4, 5, 6, 7, 9, 10, 12) находились в предкритической и только три (3, 8, 11) – в нормальной. В Концепции поставлена цель улучшения показателей энергетической безопасности и достижения к 2020 году значений индикаторов, соответствующих нормальному состоянию, за исключением индикаторов 4 и 6, которые останутся в предкритической зоне.

Основными направлениями укрепления энергетической безопасности любого государства являются: энергетическая независимость, определяемая долей собственных энергоресурсов в общем потреблении, диверсификация энергоресурсов и их поставок, надёжность энергоснабжения, энергоэффективность.

Наиболее существенный вклад в усиление энергетической безопасности страны обеспечивает развитие атомной энергетики. В Концепции предусмотрено строительство атомной электростанции мощностью около 2000 МВт. Более поздними документами определена дата пуска первого блока – 2016 г., второго – 2018 г.

В направлении диверсификации с вводом в энергосистему АЭС замещается значительная часть импортируемых органических энергоресурсов (не менее 4,2 млн т у.т.). В общем случае ядерное топливо может быть закуплено в различных странах независимо от типа реактора.

В направлении надёжности создается возможность закупать ядерное топливо на 5 – 10 и более лет вперед с частичной перегрузкой топлива каждые 1,5 – 2 года, повышается уровень резервирования мощности.

В направлении энергоэффективности снижается себестоимость производимой электроэнергии и повышается доля электричества в конечном потреблении энергии. Как показывает мировая практика, последнее обстоятельство приводит к снижению энергоёмкости ВВП за счёт использования более совершенных технологий в производстве и сфере услуг.

КОНЦЕПЦИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ С ШАРИКОВЫМИ МИКРОТВЭЛАМИ

П.И. Ананич, В.Т. Казаян, В.И. Кувшинов, С.Н. Сикорин,

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
НАН Беларуси

А.П. Ахрамович, В.П. Колос, А.А. Михалевич,

Институт энергетики НАН Беларуси

Во многих ведущих фундаментальных и прикладных областях науки и техники стационарные исследовательские ядерные реакторы, как источники нейтронов, по-прежнему продолжают занимать ключевые позиции.

Показано, что использование шариковых микровтвэлов в качестве топлива в исследовательском ядерном реакторе с водяным замедлителем позволит улучшить физико-технические параметры исследовательского реактора. Прежде всего повысить надёжность и безопасность.

Основные преимущества, которые обеспечивает использование шариковых микровтвэлов с водяным теплоносителем:

- технологичность и коммерческая доступность;
- наличие большой удельной поверхности теплоотдачи ($\sim 30 \text{ см}^2/\text{см}^3$, при диаметре микровтвэла $\sim 1 \text{ мм}$), которая значительно выше, чем в действующих исследовательских реакторах;
- достаточно высокая ураноёмкость, которая сильно зависит от толщины оболочки твэла, при диаметре 1 мм и толщине покрытий 0,1 мм объёмная доля топлива составляет 50,0%;
- возможно достижение глубины выгорания топлива более 10 % т.а.;
- высокая коррозионная стойкостью в воде и водяном паре;
- микровтвэлы могут работать при температурах до 1400°C и кратковременно до 1600°C;
- не наблюдается резкое возрастание утечки продуктов деления в теплоноситель при нарушении целостности оболочек отдельных микровтвэлов;
- допускается работа при циклическом изменении мощности;
- исключается проблема кризиса теплоотдачи;
- возможность проводить загрузку и выгрузку микровтвэлов с помощью гидротранспорта;
- при использовании режима непрерывной перегрузки в активной зоне можно работать при малой массе урана-235 и продуктов деления, что упрощает решение проблемы ядерной безопасности и управления исследовательского реактора;

- в исследовательском реакторе с шариковыми микротвэлами можно ожидать снижение топливных затрат по сравнению с традиционными твэлами исследовательского реактора.

Очевидно, что воплощение потенциальных преимуществ, заключенных в микротвэлах, потребует решения многих научно-технических и проектно-конструкторских задач, важнейшей из которых является создание конструкции тепловыделяющей сборки с микротвэлами, обеспечивающей надежную и безопасную работу исследовательского реактора.

Одним из научных направлений исследований, на предлагаемом строительстве в Республике Беларусь исследовательском реакторе, может быть экспериментальное исследование в каналах исследовательского реактора теплогидравлических и нейтронно-физических параметров тепловыделяющих сборок на основе шариковых микротвэлов.

НАУЧНОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ СТРОИТЕЛЬСТВА АЭС В БЕЛАРУСИ

В.И. Кувшинов

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований - Сосны
НАН Беларуси

В докладе изложены задачи Государственной программы "Научное сопровождение развития атомной энергетики в Республике Беларусь на 2009 – 2010 годы и на период до 2020 года", основной целью которой является разработка и внедрение научно-технических предложений об оптимизации технологических процессов, повышающих ядерную, радиационную и экологическую безопасность, физическую защиту, а также эффективность объектов атомной энергетики. Выполняются 12 мероприятий.

Реализация Государственной программы позволит наиболее эффективно использовать при строительстве АЭС существующий промышленный, индустриальный и кадровый потенциал Республики Беларусь, обеспечить минимизацию негативного влияния ядерных объектов на окружающую среду и население, разработать мероприятия по повышению эффективности работы АЭС. Будут подготовлены кадры высшей квалификации для решения проблемных вопросов в ходе строительства и эксплуатации первого и последующих блоков АЭС, повышена эффективность работы станции и в итоге существенно подняты жизненные стандарты населения Республики Беларусь.

ГИДРОДИНАМИКА И ТЕПЛОТДАЧА ПРИ ТЕЧЕНИИ ДВУХФАЗНОЙ ЖИДКОСТИ ЧЕРЕЗ ЗАСЫПКУ ШАРОВ

В. В. Сорокин

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований - Сосны
НАН Беларуси

Гидродинамика и теплоотдача двухфазных потоков в засыпках частиц интенсивно исследуются в связи с перспективами применения ядерного топлива в форме шаровых элементов в активных зонах кипящих водяных реакторов и водо-водяных реакторов с водой под давлением. Тепловыделяющий элемент представляет собой шар диаметром 0,5–2 мм, состоящий из топливного ядра и защитной оболочки. Замена стержневой тепловыделяющей сборки (ТВС) ВВЭР второго или третьего поколений на насыпную ТВС с микротвэлами позволяет поднять показатели безопасности установки до уровня техники четвертого поколения. Для осуществления разработки актуальны знания в области гидродинамики и теплообмена в трёхфазных системах, состоящих из воды, пара и засыпки шаров.

Проведено обобщение экспериментальных и теоретических данных при течении двухфазных потоков через шаровые засыпки. Предложены зависимости для расчёта потерь давления от основных характеристик потока, соотношение между массовым расходным и истинным объёмным паросодержаниями. Расчётные и имеющиеся экспериментальные данные совпадают удовлетворительно. Для двухфазной системы вода-пар совпадение наблюдается до абсолютного давления 16 МПа – предела диапазона исследованного экспериментально.

На основе анализа этих зависимостей установлено, что равномерное по сечению засыпки распределение газовой фазы может быть устойчивым и неустойчивым, а при массовом расходном паросодержании более 0,1–0,2 на поверхности шаров могут существовать сухие пятна (зоны не смоченные жидкостью) и линии тройного контакта фаз газ–жидкость–твёрдое тело.

Опираясь на модельный механизм испарения жидкости преимущественно с менисков вдоль линий тройного контакта фаз газ–жидкость–твёрдое тело на поверхности микротвэлов, удаётся адекватно описать теплоотдачу в засыпке в широком диапазоне параметров. Эта форма теплоотдачи устойчива и перспективна для технического использования. Увеличение массовой скорости движения теплоносителя существенно улучшает теплоотдачу.

ОГЛАВЛЕНИЕ*	
Программа работы II Международной конференции «ЯДЕРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ XXI ВЕКА»	3
ЭНЕРГЕТИКА В ЭКОНОМИКЕ 21 ВЕКА <i>А. Ю. Гагаринский, Е.П. Велихов, С.А. Субботин, В.Ф. Цибульский</i>	11
ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ РЕАКТОРОВ ВВЭР-1000 И ВВЭР-1200 <i>Е.К. Косоуров, Ю.М. Семченков, В.И. Павлов, А.М. Павловичев</i>	12
СОВРЕМЕННЫЕ ТЕНДЕНЦИИ В ОБЕСПЕЧЕНИИ БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ <i>В.А. Сидоренко</i>	12
DEVELOPMENT AND ORGANIZATION OF SCIENTIFIC METHODOLOGY AND INFORMATION DATABASES FOR NUCLEAR TECHNOLOGY CALCULATIONS <i>О. Gritzay, О. Kalchenko</i>	13
БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС УКРАИНЫ: СОВРЕМЕННЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ И ТЕНДЕНЦИИ <i>А. Бережной, А. Севбо</i>	13
РАДИОНУКЛИДЫ УРАНА И РАДИЯ И ИХ МИГРАЦИОННАЯ СПОСОБНОСТЬ В ПОЧВАХ БЕЛАРУСИ <i>С.В. Овсянникова, Г.А. Соколик, Е.В. Войникова, М.В. Попеня</i>	14
ПЕРСПЕКТИВЫ УЧАСТИЯ БЕЛОРУССКИХ ОРГАНИЗАЦИЙ В СТРОИТЕЛЬСТВЕ АЭС <i>И.С. Куликов, С.А. Клус, П.И. Ширвель</i>	15
ОРГАНИЗАЦИЯ ВХОДНОГО КОНТРОЛЯ МАТЕРИАЛОВ И ОБОРУДОВАНИЯ ПРИ СТРОИТЕЛЬСТВЕ АЭС <i>Л.Е. Бовыкина, И.С.Куликов, М.Н. Лобко</i>	15
ГАРАНТИИ МАГАТЭ: СДЕРЖИВАНИЕ РАСПРОСТРАНЕНИЯ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ <i>О.Б. Гурко</i>	16
СТРОИТЕЛЬСТВО АЭС В БЕЛАРУСИ И ВОСПРИЯТИЕ ОБЩЕСТВОМ РАДИАЦИОННОГО РИСКА <i>А. Ф. Маленченко, И.В. Салтанова, С.Н. Сушко</i>	16
МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ДОЛГОСРОЧНОГО РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ И МИРА (Оценка оптимальной структуры энергетики России и мира в долгосрочной перспективе) <i>С.В. Соломин, О.В. Марченко</i>	17
РАСПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОУГЛЕРОДА В ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ ТЕРРИТОРИИ БЕЛАРУСИ В РАЙОНАХ, ПРИМЫКАЮЩИХ К АЭС <i>Н. Д. Михайлов</i>	18
КОМПЛЕКС ГЕОЛОГО-ГЕОФИЗИЧЕСКИХ ИЗЫСКАНИЙ ПРИ ВЫБОРЕ ПЛОЩАДОК ДЛЯ СТРОИТЕЛЬСТВА АЭС И ОЦЕНКИ СЕЙСМИЧЕСКОЙ ОПАСНОСТИ <i>А.Н. Шуравин, А.В. Беляшов, А.П. Иваненко, А.В. Гаврилов, В.В. Лосич, Ф.Ш. Беляшова, В.Б. Ковалев, А.И. Иващенко, Л.Г.Москалец</i>	18
МОДЕЛИРОВАНИЕ МЕХАНИЧЕСКОГО ПОВЕДЕНИЯ ТОПЛИВНОГО СЕРДЕЧНИКА ТВЭЛА ПРИ ТЕРМОРАДИАЦИОННЫХ НАГРУЖЕНИЯХ В УСЛОВИЯХ ПЛАСТИЧНОСТИ И ПОЛЗУЧЕСТИ <i>П.И.Ширвель</i>	19
МНОГОФАКТОРНАЯ РОЛЬ СИСТЕМЫ АЭС МАЛОЙ МОЩНОСТИ В АСПЕКТАХ НАЦИОНАЛЬНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ РОССИИ <i>Т.Д. Щепетина, П.Н. Алексеев, С.А. Субботин</i>	20
ОПЫТ ПРИМЕНЕНИЯ МЕТОДОЛОГИИ ИНПРО НА ПРИМЕРЕ ПРОЕКТОВ АЭС МАЛОЙ МОЩНОСТИ <i>Т.Д. Щепетина, В.П. Кузнецов, С.А. Субботин</i>	21

Доклады, не вошедшие в программу конференции и представленные в тезисах, являются стендовыми.

ОЦЕНКА РАБОТОСПОСОБНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ АЭС <i>С.А. Клус</i>	21
ГИДРОЛОГО-ГИДРОГЕОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ВЫБОРА ПЛОЩАДОК И ПРОЕКТИРОВАНИЯ АЭС НА ТЕРРИТОРИИ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ <i>А.П. Станкевич, В.Н. Корнеев, В.П. Музыкин</i>	22
МОДЕЛИРОВАНИЕ РАБОТЫ БАШЕННОЙ ИСПАРИТЕЛЬНОЙ ГРАДИРНИ С КОМБИНИРОВАННОЙ ТЯГОЙ <i>Г.В. Дашков, Г.Л. Маленко, А.Д. Солодухин, Н.Н. Столович, В.Д. Тютюма, В.А. Немцев</i>	22
ОЦЕНКИ ВОЗМОЖНОГО РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ГРУНТОВЫХ ВОД ИЗ ПЛОЩАДНОГО ИСТОЧНИКА В ЗОНЕ НАБЛЮДЕНИЯ ПЛАНИРУЕМОЙ АЭС В БЕЛАРУСИ <i>В.В. Скурат, Н.М. Ширяева, С.Н. Яцко, В.В. Денисова, Н.М. Томина, А.А. Захаров, О.М. Жукова</i>	23
ОЦЕНКИ ВОЗМОЖНОГО РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПОДЗЕМНЫХ ВОД ИЗ ЛОКАЛЬНОГО ИСТОЧНИКА В ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПЛАНИРУЕМОЙ АЭС В БЕЛАРУСИ <i>В.В. Скурат, Н.М. Ширяева, С.Н. Яцко, В.В. Денисова, Н.М. Томина, А.А. Захаров</i>	24
О ЛОКАЛИЗАЦИИ ВЫБРОСОВ АЭРОЗОЛЯ ИЗ ВЕНТИЛЯЦИОННОЙ ТРУБЫ АЭС <i>В.А. Немцев, А.Д. Солодухин, С.П. Фисенко</i>	24
ПЕРСПЕКТИВЫ ПОВЫШЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС <i>Г.А. Шароваров, В. Г. Молодых, В.В. Скурат</i>	25
РАЗРАБОТКА ИНФОРМАЦИОННЫХ И УПРАВЛЯЮЩИХ СИСТЕМ АЭС С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ТЕХНОЛОГИИ ПЛИС: ЕВРОПЕЙСКИЙ ОПЫТ <i>А.А. Сиора, С.В. Решетицкий, В.С. Харченко, В.В. Скляр, А.А. Андрашов</i>	25
АНАЛИЗ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ СИСТЕМ ХРАНЕНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА УКРАИНСКИХ АЭС С РЕАКТОРАМИ ВВЭР <i>Е. Белодед, Ю. Ковбасенко</i>	26
ОПЫТ ПРИСТАНЦИОННОГО ХРАНЕНИЯ В КОНТЕЙНЕРАХ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА <i>А.И. Гордиенко, И.Л. Поболь</i>	26
ЭКСПЕРТИЗА МАТЕРИАЛОВ ОБОСНОВАНИЯ ВНЕДРЕНИЯ НОВЫХ ТИПОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА НА УКРАИНСКИХ АЭС. ОПЫТ ВЫПОЛНЕНИЯ НЕЗАВИСИМЫХ ПОВЕРОЧНЫХ РАСЧЁТОВ <i>М.Л. Еременко, В.А. Халимончук</i>	27
ИНТЕГРАЦИЯ АЭС В ЭНЕРГОСИСТЕМУ С ВЫСОКОЙ ДОЛЕЙ ТЕПЛОФИКАЦИИ <i>А.П. Якушев, А.И. Быков, Б.И. Попов</i>	27
ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ СТРОИТЕЛЬСТВА АЭС В БЕЛАРУСИ <i>А. П. Якушев</i>	28
ОПЫТ ИССЛЕДОВАНИЯ ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ ОБСТАНОВКИ В РЕГИОНАХ РАЗМЕЩЕНИЯ АЭС И ПРЕДПРИЯТИЙ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА (ЯТЦ) НА ТЕРРИТОРИИ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ <i>Р.В. Арутюнян, Л.М. Воробьева, С.М. Новиков, Т.М. Шашина</i>	28
РАЗВИТИЕ ТЕРРИТОРИАЛЬНЫХ СИСТЕМ РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА И АВАРИЙНОГО РЕАГИРОВАНИЯ В РЕГИОНАХ РАСПОЛОЖЕНИЯ РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ РОСАТОМА <i>Р.В. Арутюнян, С.Л. Гаврилов, В.П. Киселев, С.Н. Красноперов, К.В. Огарь, Н.Н. Семин, И.А. Осипьяни, Д.Н. Токарчук</i>	29
КОНТРОЛЬ ВЛАЖНОСТИ ВОДЯНОГО ПАРА НА ОСНОВЕ ЕГО ЭЛЕКТРОФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ В УСЛОВИЯХ ЭНЕРГООБОРУДОВАНИЯ АЭС <i>Ю.В. Мулёв, А.С. Совлуков, М.Ю. Мулёв, В.В. Саплица, О.В. Беляева, А.В. Хруцкий</i>	29

МОДЕЛИРОВАНИЕ СПРИНКЛЕРНОЙ СИСТЕМЫ АВАРИЙНОГО ОХЛАЖДЕНИЯ ГО ЛСБ ВВЭР <i>В. В. Воробьев, В. А. Немцев, В. В. Сорокин</i>	30
СОЗДАНИЕ ОПРЕСНИТЕЛЬНОЙ УСТАНОВКИ С ПРИМЕНЕНИЕМ МАГНИТНЫХ ПОЛЕЙ <i>И.А. Новиков, В.Д. Тютюма</i>	30
ИМИТАЦИОННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОИЗВОДСТВА И СОЗДАНИЯ ЗАПАСОВ АКТИНОИДОВ ДОЛГОЖИВУЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ В ЯДЕРНО -ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ (ЯТЦ) ДЛЯ ОПТИМАЛЬНЫХ РЕШЕНИЙ ПО ОБРАЩЕНИЮ С ОЯТ <i>Н.В. Горбачёва, Н.В. Береснева, Н.В. Кулич</i>	31
ПРОБЛЕМЫ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В СТРАНАХ ЗАПАДА <i>Юргис Вилемас</i>	32
АНАЛИЗ МИРОВОЙ ПРАКТИКИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ МЕТОДА МАСШТАБНЫХ (КОРРЕЛЯЦИОННЫХ) КОЭФФИЦИЕНТОВ ДЛЯ ХАРАКТЕРИЗАЦИИ РАО АЭС ПО РАДИОНУКЛИДНОМУ СОСТАВУ <i>О. И. Ярошевич, М.К. Киевец, И. В. Жук, А.С. Потапенко, Э.А. Рудак, О.И. Ячник</i>	32
<i>EXPERIENCE IN DEVELOPMENT AND ISOTHERMAL TESTINGS OF LEAD-BISMUTH TARGET CIRCUIT TC-1 FOR THE ACCELERATOR-DRIVEN SYSTEMS</i> <i>S. Ignatiev¹, M. Leonchuk¹, Yu. Orlov¹, D. Pankratov¹, G. Suvorov¹, N. Klimov², V. Stepanov², J. Maž, A. Hechanova³, N. Li⁴, W. Gudowski⁵</i>	33
ПЛАНИРОВАНИЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ ПРОГРАММЫ И БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС <i>А.М. Боровикова, О.Г. Матюкова, В.Г.Молодых, Ю.С. Панитков</i>	33
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ ПОДДЕРЖКА АВАРИЙНОГО РЕАГИРОВАНИЯ КАК ВАЖНЫЙ ФАКТОР ПОВЫШЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ <i>Р.И. Бакин, С.Н. Красноперов, И.А. Осипьянц, А.В. 0Шикин</i>	34
СОТРУДНИЧЕСТВО ЯДЕРНЫХ ОБЩЕСТВ В УСЛОВИЯХ ЯДЕРНОГО РЕНЕССАНСА <i>Н.А. Жданова</i>	34
НАРАБОТКА ²³⁶ U И ВЫГОРАНИЕ ²³⁵ U В МОМЕНТ АВАРИЙНОГО РАЗГОНА РЕАКТОРА 4-ГО БЛОКА ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС <i>В.И. Садчиков, В.Н. Забродский, Ю.И. Бондарь, В.Н. Калинин</i>	35
ОПЫТ МОДЕРНИЗАЦИИ И РЕКОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА ИРТ-Т <i>И.Н. Григоров, О.Ф. Гусаров, П.Н. Худолеев, Ю.А. Цибульников</i>	35
АСПЕКТЫ ЗАХОРОНЕНИЯ ВЫСОКОАКТИВНЫХ РАО В ГЛУБОКИХ ГЕОЛОГИЧЕСКИХ ФОРМАЦИЯХ БЕЛАРУСИ <i>Л.А. Поливко</i>	35
МНОГОМЕРНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРИ ЕСТЕСТВЕННОМ И ВЫНУЖДЕННОМ ОХЛАЖДЕНИИ КОНТЕЙНЕРОВ В ХРАНИЛИЩАХ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА <i>Т.Ю. Пронкевич</i>	36
ОСУЩЕСТВЛЕНИЕ ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В РЕСПУБЛИКЕ БЕЛАРУСЬ <i>В. А. Брылева</i>	36
PROCESSING AND ANALYSES OF THE PULSED-NEUTRON EXPERIMENTAL DATA of the YALINA Facility <i>Y. Cao, Y. Gohar, D. Smith, A. Talamo, Z. Zhong, H. Kiyavitskaya, V. Bournos, Y. Fokov, C. Routkovskaya, S. Sadovich</i>	37
PROCESSING AND ANALYSES OF THE PULSED-NEUTRON EXPERIMENTAL DATA of the YALINA Facility <i>Y. Cao, Y. Gohar, D. Smith, A. Talamo, Z. Zhong, H. Kiyavitskaya, V. Bournos, Y. Fokov, C. Routkovskaya, S. Sadovich</i>	38
YALINA BOOSTER SUBCRITICAL ASSEMBLY MODELING AND ANALYSES <i>A. Talamo, Y. Gohar, G. Aliberti, Y. Cao, Z. Zhong, H. Kiyavitskaya, V. Bournos, Y. Fokov, C. Routkovskaya, S. Sadovich</i>	38

YALINA FAST SUBCRITICAL ASSEMBLY FOR INTERNATIONAL COLLABORATION ON ACCELERATOR DRIVEN SYSTEMS RESEARCH Y. Gohar, Y. Cao, R. Kellogg, D. Smith, A. Talamo, Z. Zhong, I. Bolshinsky, H. Kiyavitskaya, V. Bournos, Y. Fokov, C. Routkovskaya, S. Sadovich, I. Serafimovich	39
ANALYTICAL AND EXPERIMENTAL ANALYSIS OF YALINA-BOOSTER AND YALINA-THERMAL ASSEMBLIES H. Kiyavitskaya, V. Bournos, S. Mazanik, A. Khilmanovich, B. Martsinkevich, Ch. Routkovskaya, I. Edchik, Y. Fokov, S. Sadovich, A. Fedorenko, Y. Gohar, G. Aliberti, Y. Cao, A. Talamo, Z. Zhong, I. Bolshinski	40
МАРКЕРЫ ДЛЯ ОЦЕНКИ ВЛИЯНИЯ РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ АЭС НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ И ЗДОРОВЬЕ НАСЕЛЕНИЯ Н.А. Маковская, Л.Н. Жигунова, А.В. Петрович, В.И. Кувшинов	41
БЫСТРЫЕ РЕАКТОРЫ В ЭНЕРГООБЕСПЕЧЕНИИ УСТОЙЧИВОГО РАЗВИТИЯ РОССИИ А.В. Зродников	41
ИННОВАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ ПОЛУЧЕНИЯ РАДИОФАРМПРЕПАРАТОВ ДЛЯ ВНЕДРЕНИЯ В МЕДИЦИНСКУЮ ПРАКТИКУ В.Я. Панченко, В.А. Павшук, Д.Ю. Чувилін, Л.Н. Жигунова, В.И. Кувшинов, А.В. Петрович	41
АНАЛИЗ ПОТЕНЦИАЛЬНЫХ РИСКОВ ОТ АЭС ДЛЯ БИОЛОГИЧЕСКИХ ОБЪЕКТОВ ОХРАНЯЕМЫХ ТЕРРИТОРИЙ А.А. Андрижиевский, А.Ж. Гребеньков, А.Г. Лукашевич, А.Г. Трифонов	42
ДЕТЕРМИНИСТСКИЙ ПОДХОД К ОЦЕНКЕ РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ ПРИ АВАРИЙНОМ ВЫБРОСЕ РАДИОАКТИВНОСТИ ИЗ КОНТУРА АЭС А.Г. Трифонов, Ю.Е. Крюк, В.В. Радкевич	43
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ДОСТИЖЕНИЯ В ОБЛАСТИ ОБРАЩЕНИЯ С РАО С.А. Дмитриев	44
РАЗРАБОТКА НОРМАТИВНЫХ ТЕХНИЧЕСКИХ ДОКУМЕНТОВ В ОБЛАСТИ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ О.Б. Гурко, В.Т. Казазян, М.А. Козел, А.П. Малыхин, И.Я. Поплыко, И.А. Рымарчик	45
ПОДГОТОВКА КАДРОВ В МГЭУ ИМ. А.Д. САХАРОВА ПО ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ С.П. Кундас, И.И. Матвеевко, С.Б. Мельнов, О.И. Родькин, А.И. Тимощенко, Н.Н. Тушин	46
РАЗВИТИЕ ПОТОЧНОГО ПРОИЗВОДСТВА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА НА БАЗЕ ПСР О.В. Крюков	46
ЭНЕРГЕТИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ И АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА А.А. Михалевич	47
КОНЦЕПЦИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ С ШАРИКОВЫМИ МИКРОТВЭЛАМИ Ананич П., Казазян В.Т., Кувшинов В.И., Сикорин В., Михалевич А.А., Колас, Ахрамович	48
НАУЧНОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ СТРОИТЕЛЬСТВА АЭС В БЕЛАРУСИ В.И. Кувшинов	49
ГИДРОДИНАМИКА И ТЕПЛОТДАЧА ПРИ ТЕЧЕНИИ ДВУХФАЗНОЙ ЖИДКОСТИ ЧЕРЕЗ ЗАСЫПКУ ШАРОВ В. В. Сорокин	49

**II Международная конференция
«Ядерные технологии XXI века»**

ТЕЗИСЫ

**II International Conference
«Nuclear technologies of XXI centuryes»**

ABSTRACTS

Ответственный за выпуск
А.П. Якушев

Редактор Л.А. Некрасова

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

Подписано в печать 30.09.2010. Формат 60x84¹/₈
Уч. – изд. л. 3,5. Тираж 100 экз. Заказ 4
Отпечатано в ОИЭЯИ – Сосны НАН Беларуси.
Ул. Академика А. К. Красина 99, Минск, 220109, Беларусь