

МИРОВЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ РЕСУРСЫ И КРИТЕРИИ РАЗВИТИЯ ЭНЕРГЕТИКИ В XXI ВЕКЕ

А.А. Михалевич
ИПЭ НАН Б (г. Минск, Беларусь)

В начале 50-х годов были опубликованы первые прогнозы, свидетельствующие об ограниченности на земле запасов ископаемых топливно-энергетических ресурсов (ТЭР). Так, например, нефть при сохранении текущего потребления должна была быть полностью исчерпана к середине нашего столетия. С тех пор ее реальное потребление превысило почти в 20 раз объем прогнозируемых запасов. Затем, каждые 10-20 лет появлялись следующие примерно одинаковые прогнозы об оставшихся запасах: нефть, газ и уран – примерно на 50 лет, уголь – на 150 лет, несмотря на то, что потребление этих ТЭР непрерывно возрастало на протяжении второй половины XX века. Причина этого явления заключается в том, что одновременно с добычей ископаемого топлива происходит разведка и освоение новых месторождений ископаемых ТЭР. Кроме того, в последние десятилетия были оценены ресурсы так называемых «нетрадиционных» видов ископаемых ТЭР: тяжелой нефти, битуминозных сланцев, нефтеносных песков, кристаллогидратов газа (кластеров), геологически сжатого газа, фосфатов урана, урана в морской воде и др. Оценка запасов и ресурсов ископаемых ТЭР на начало XXI столетия представлена в таблице.

Таблица

Вид ТЭР	Потребление в 2000г.	Запасы		Нетрадиционные* или неразведанные** ресурсы
		Доказанные	Установленные	
Нефть, млрд. т	3,4	150	360	2800*
Газ, трлн. м ³	2,0	150	260	35000* тн.э.
Уголь, млрд. ту.т.	3,4	10	720	6100**
Уран, млн. т	0,064	3,9 по цене <130 US \$/кг	9 по цене <260 US \$/кг	12** 15* - фосфаты 4500* - в морской воде

Из этих данных следует, что критерий быстрой истощаемости ископаемого топлива может быть снят с рассмотрения в XXI веке. Развитие энергетики с использованием того или иного вида ТЭР, а также возобновляемых источников, потенциал которых существенно выше всех ископаемых топливных ресурсов, в нынешнем столетии будет определяться, прежде всего, следующими критериями:

- экономика;
- экология;
- энергетическая безопасность;
- устойчивое развитие.

МЕЖДУНАРОДНЫЙ ПРОЕКТ ПО ИННОВАЦИОННЫМ ТЕХНОЛОГИЯМ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ XXI ВЕКА

Сидоренко В.А., Пономарев-Степной Н.Н., Кухаркин Н.Е., Гагаринский А.Ю.
НЦ «Курчатовский институт», (г. Москва, Россия)

Президент Российской Федерации на "Саммите Тысячелетия" выступил с инициативой по энергетическому обеспечению устойчивого развития человечества, кардинальному решению проблем нераспространения ядерного оружия и экологическому оздоровлению планеты Земля. Он сделал предложение об организации международного проекта под эгидой МАГАТЭ, нацеленного на решение ключевых проблем ядерной энергетики (ЯЭ).

«Курчатовским институтом» были подготовлены предложения, которые могли бы лечь в основу конкретных инновационных проектов в области ядерных технологий. Доклад посвящен изложению этих предложений.

КЛИМАТ И УГЛЕВОДОРОДНАЯ ЭНЕРГЕТИКА — ГРОЗНОЕ ПРЕДУПРЕЖДЕНИЕ НА XXI ВЕК

Ю.Корякин

Рост температуры атмосферы, вызванный безудержным ростом сжигания углеводородов поставил в повестку дня-XXI века вопрос о реальной угрозе «парниковой катастрофы». Осязаемые предвестники этого - резкое возрастание числа и амплитуды природных аномалий. Экономический ущерб от них соизмерим с суммарным бюджетом стран мира.

Десятилетние попытки установления международного управления эмиссией парниковых газов (ПГ) оказались безрезультатными. Используемый механизм сдерживания эмиссии ПГ, основанный на игнорировании безэмиссионного реального атомного источника энергии обернулся для большинства стран диктатом сокращения возможностей решения ими национальных задач по удовлетворению естественного прироста потребности в энергии.

Разрабатывается инициированный Россией международный проект чистого удовлетворения потребности в энергии на основе ядерно-энергетической радиационной эквивалентности. Реализация этого проекта в сформировавшихся механизмах центров мировой энергоглобализации представляется международной задачей более важной, чем прошлые атомно-оружейные программы антигитлеровских стран вместе взятых.

«Курчатовским институтом» были подготовлены предложения, которые могли бы лечь в основу конкретных инновационных проектов в области ядерных технологий. Доклад посвящен изложению этих предложений.

КРИТЕРИИ ВЫБОРА НОВЫХ ТЕХНОЛОГИЙ ДЛЯ ШИРОКОМАСШТАБНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ XXI ВЕКА

В.В. Орлов, В.С. Смирнов, А.И. Филин

Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники,
(г. Москва, Россия)

Ядерная энергетика будущего должна решить задачу долговременного обеспечения человечества энергией. Наиболее эффективным применением ядерной энергии является централизованное производство электричества на крупных АЭС мощностью ~1ГВт(э). Инновационные ядерные технологии, предлагаемые для ядерной энергетике будущего, должны обеспечивать решение следующих задач:

- Постепенный переход к энергетике на основе реакторов, не имеющих ограничений по ресурсам общедоступного топлива, за счет полного использования добываемого природного урана, эффективной утилизации содержащегося в ОЯТ плутония при полном его воспроизводстве.
- Экономическую конкурентоспособность ядерной энергетике уже при современном уровне цен на обычные топлива за счет, прежде всего, снижения необходимых затрат на сооружение и обслуживание АЭС и достижения высокого уровня естественной безопасности с соответствующим упрощением основного и вспомогательного оборудования, низкого удельного расхода природного топливного сырья, высокой эффективности использования топлива и производимого тепла.
- Исключение тяжелых аварий с радиоактивными выбросами, требующими эвакуации населения, при любых отказах оборудования, ошибках персонала и внешних воздействиях (кроме ядерных и других экстремальных внешних воздействий с полным разрушением АЭС) главным образом за счет природных качеств и закономерностей, присущих ядерным реакторам и их компонентам – теплоносителю, топливу и др., а также технических решений, способствующих их реализации (естественная безопасность).
- Закрытие связанного с ядерной энергетикой канала распространения ядерного оружия путем постепенного исключения из нее технологий и производств обогащения урана и извлечения плутония из топлива равновесного состава, циркулирующего в замкнутом ТЦ, а также за счет защиты топлива от кражи и переключения на военные цели его высокой радиоактивностью.
- Снижение зависимости от поставщиков топлива и от конъюнктуры топливного рынка, являющееся для стран одним из главных мотивов развития ЯЭ, за счет создания собственных производств замкнутого ядерного топливного цикла.
- Экологически безопасное производство энергии за счет замыкания топливного цикла со сжиганием и трансмутацией в реакторе актиноидов и долгоживущих продуктов деления и захоронения РАО без нарушения долговременного природного радиационного баланса земли.

В докладе сформулированы критерии оценки и выбора экономически конкурентоспособных, безопасных, обеспечивающих поддержание режима нераспространения ядерного оружия и экологически чистых ядерных технологий будущего. Показано, что проектируемая сейчас в России АЭС с быстрым реактором со свинцовым теплоносителем БРЕСТ и пристанционным топливным циклом удовлетворяет этим критериям.

РАДИАЦИОННОЕ ВОЗДЕЙСТВИЕ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ И ЗДОРОВЬЕ НАСЕЛЕНИЯ СРАВНЕНИИ С ИНЫМИ ЭКОЛОГИЧЕСКИМИ РИСКАМИ, ХАРАКТЕРНЫМИ ДЛЯ СОВРЕМЕННОЙ РОССИИ

Л.А. Большов, Р.В. Арутюнян, И.И. Линге, Л.М. Воробьева, С.В. Казаков
Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

На основе анализа результатов 50 летних исследований воздействия объектов атомной энергетики и промышленности на население и окружающую среду даются оценки радиационных рисков и фактических последствий для здоровья населения и окружающей природной среды. В том числе рассмотрены аварии на Южном Урале (1949-1951, 1957) Чернобыльской АЭС (1986) и Сибирском химическом комбинате (1993 г.).

Приведены результаты анализа рисков, связанных с загрязнением окружающей природной среды химически вредными веществами. Результаты сравнительного анализа рисков показывают, что существует серьезная диспропорция в практике защиты населения и окружающей природной среды от радиационного воздействия и вредного действия химических веществ.

Уровень дополнительного облучения за счет техногенных источников законодательно ограничен в России величиной 1 мЗв, а на практике население, проживающее вблизи нормально функционирующих предприятий, облучается в дозах ниже 0.1 мЗв/год, что на несколько порядков ниже обсуждающегося практического порога.

Принципиально иная ситуация с загрязнением окружающей среды химически вредными веществами. В отличие от мониторинга радиоактивного загрязнения окружающей природной среды, фиксирующего изменения содержания радиоактивных веществ на уровнях в сотни и тысячи раз меньших предельно допустимых концентраций, мониторинг загрязнения химически вредными веществами ориентирован на их обнаружение на уровне ПДК. Превышение допустимых выбросов и сбросов, равно как и допустимых концентраций химически вредных веществ является регулярным явлением, а сама методология их нормирования не всегда совершенна.

В отношении воздействия на окружающую природную среду радиационное воздействие практически не приводило к образованию глубоких и необратимых изменений, характерных для так называемых техногенных пустынь, образовавшихся под действием химически вредных веществ. Приведен ряд примеров.

Объективные преимущества атомной энергетики выявляются и при сравнении традиционных природоохранных показателей, характерных для атомной энергетики и иных способов производства электроэнергии, которые также представлены в докладе.

**ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГИЯ: СМЕНА ТЕНДЕНЦИЙ НА РУБЕЖЕ ВЕКА.
ОБЗОР ДОСТИЖЕНИЙ, ПЕРСПЕКТИВ И ОБЩЕСТВЕННОЙ
ПРИЕМЛЕМОСТИ МИРОВОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В 2000-2001гг.**

А.Ю. Гагаринский

Российский научный центр «Курчатовский Институт»

В докладе рассматриваются важнейшие события последних лет в ядерной энергетике России, а также регионов мира: Америке, Западной, Центральной и Восточной Европе, Азии. Обсуждаются новые тенденции в ядерной энергетике, в первую очередь в отношении ее роли в энергетических программах России и США, а также влияние этих тенденций на общественное признание ядерного энергопроизводства. Высказываются предположения о возможных сценариях ядерно-энергетического развития в среднесрочной перспективе.

МЕТОДИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ РАЗРАБОТКИ И РЕАЛИЗАЦИИ СТРАТЕГИЧЕСКИХ ВОПРОСОВ ОБОСНОВАНИЯ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

А.П. Воцинин, В.М. Куприянов, Б.А. Макеев, А.В. Тюрин, Н.Е. Яковлев
ЦНИИАтоминформ Минатома России

В.И. Рачков

Департамент атомной науки и техники (ДАНТ) Минатома России

Реализация одобренного Правительством РФ 25.05.2000 г. документа «Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века» (Стратегия) [1] невозможна без создания комплексной системы прогноза, экономико-математического моделирования, контроля и соответствующих механизмов и средств управления процессом развития.

В докладе в постановочном плане рассматривается системный подход по созданию системы управления ходом реализации Стратегии, основанный на разделении функциональных моделей (процедур) и базы данных. Пополняемая и обновляемая база данных включает контролируемые параметры и такие натуральные показатели как энерговыработка на различных станциях, цены на энергоносители и т.п. Функциональные и относительно неизменные модели описывают взаимосвязи между переменными, включая зависимость количества ОЯТ от энерговыработки реакторов различного типа, влияние цены на различные неядерные виды энергоносителей на цену электроэнергии атомных станций и т.п.

Система управления ходом реализации Стратегии органически связана с системой управления Минатома России на основе баланса консолидированных ресурсов и задач и рассматривает следующие уровни управления:

- Стратегическое планирование - разработка и обоснование долгосрочных прогнозов развития атомной энергетики в структуре ТЭК России;
- Инвестиционная политика - среднесрочное планирование развития атомной энергетики в структуре инвестиционных программ;
- Управление ресурсами - оперативное планирование и контроль хода реализации инвестиционных проектов;
- Базовые показатели - достигнутые научные, технические и социально-экономические результаты.

Особенностью методического подхода является широкое использование методов и средств экономико-математического моделирования и Web-технологий, позволяющих на специальном технологическом web-сайте ЦНИИАтоминформа [2], обеспечить общий доступ к распределенным базам данных, различным интернет-сайтам [3] или периодически публикуемым отчетам [4].

Таким образом, сложная задача прогноза, управления и мониторинга процесса реализации стратегии развития атомной энергетики России решается системно на основе объектно-ориентированной модели, позволяющей реализовывать многократное «проигрывание» возможных сценариев развития с вариацией входных данных и осуществлять поддержку принятия управленческих решений.

1. «Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения». Одобрена Правительством РФ 25.05.00., протокол №17
2. <http://atominfo.ainf.ru>
3. http://www.osti.gov/portfolio/energy_resources.htm
4. Энергетика: цифры и факты: По материалам МАГАТЭ Energy, electricity, and nuclear power...: Vienna, IAEA, 1998 (М., ЦНИИАтоминформ, 1999, вып. 1)

РОЛЬ ЯДЕРНЫХ ИСТОЧНИКОВ В ЭНЕРГОСИСТЕМЕ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ

О.Г. Мартыненко

АНТК АВ им. А.В.Лыкова НАН Б (г. Минск, Беларусь)

Бескризисное и четкое функционирование топливно-энергетического комплекса является необходимым условием устойчивого развития экономики государства. Для Республики Беларусь, имеющей энергоемкую промышленность и не располагающей собственными энергоресурсами, проблемы энергоэффективности и энергообеспечения являются ключевыми. Оптимизация топливно-энергетического баланса Республики и обеспечение ее энергетической безопасности свидетельствуют о необходимости создания атомной энергетики в РБ.

Развитие атомной энергетики предопределяется: прогнозируемой исчерпаемостью органических энергоресурсов в России и окончанием «газовой паузы»; фактическим износом мощностей ТЭС на органическом топливе; удаленностью месторождений угля от центров потребления энергии; ликвидацией диспропорции в использовании первичных энергоносителей и требований энергобезопасности; сопоставимостью удельных капитальных затрат на воспроизводство, создание и развитие новых мощностей ТЭС и АЭС.

В докладе анализируются возможные сценарии развития энергетики на ближайший 20-летний период; сопоставляются доступные энергоресурсы и строятся соответствующие модели энергосистемы. Определяются необходимые инвестиции в зависимости от технических путей реконструкции и модернизации базовой энергетики.

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ТЕХНОЛОГИЙ И ВИДОВ ТОПЛИВА ДЛЯ РАЗВИТИЯ СИСТЕМЫ ЭЛЕКТРОГЕНЕРИРУЮЩИХ ИСТОЧНИКОВ В БЕЛАРУСИ

Б. И. Попов, В. А. Воронцов, А. П. Якушев

Институт проблем энергетики национальной академии наук Беларуси

Карен Гузейл

Аргонская национальная лаборатория, США

Установки по выработке электроэнергии в Беларуси включают очень старые блоки. Если это оборудование будет работать согласно существующим правилам по эксплуатации, то к 2005-2009 гг. 60% придет в негодность. Большинство энергоблоков или уже выработали свой ресурс (300000 часов - время работы турбины) или достигнут этого к 2005 году. С целью выбора оптимальной программа замещения выбывающих из эксплуатации блоков проведен сравнительный анализ различных комбинаций технологий и видов топлива для производства тепловой и электрической энергии. Для расчетов конфигураций системы электрогенерирующих источников, при которой достигаются минимальные затраты на производство электрической энергии, использовался компьютерный код WASP III Plus. Для замещения выбывающих из эксплуатации блоков рассматривались традиционные технологии производства электрической энергии и возобновляемые источники энергии.

В каждом случае были рассчитаны оптимальные программы ввода блоков. Все расчеты были выполнены при параметре дисконтирования равном 8%. Результаты расчета показывают, что применение угля в качестве топлива приводит к самой высокой стоимости производства электрической энергии. Также установлено, что применение традиционных технологий с использованием ядерного топлива и природного газа позволяет обеспечить минимум затрат на производство электрической энергии. Применение возобновляемых источников энергии приводит к снижению надежности системы электрогенерирующих источников и дополнительным капитальным затратам для обеспечения необходимого резервирования мощностей

СОСТОЯНИЕ И ЗАДАЧИ ПОВЫШЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ И ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ РОССИЙСКИХ АЭС

Абагян А.А., Жук Ю.К., Альтишуллер М.А.
ГП ВНИИАЭС

В докладе будет освещено современное состояние атомной энергетики и ее роль в топливно-энергетическом комплексе России, а также будут затронуты проблемы обеспечения и повышения безопасности и эффективности работы энергоблоков атомных электростанций.

Анализируется динамика технико-экономических показателей работы энергоблоков АЭС, динамика нарушений в работе АЭС, динамика важных для безопасности событий и нарушений, связанных с отказами систем безопасности и автоматическими срабатываниями аварийной защиты реактора.

Представляются основные результаты анализа опыта эксплуатации, состояние и основные направления повышения безопасности и улучшения технико-экономических показателей работы АЭС. Затрагиваются вопросы углубленной оценки безопасности, модернизации и технического перевооружения энергоблоков АЭС, а также - вопросы продления срока службы энергоблоков.

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ВАРИАНТОВ РАЗВИТИЯ ЭЛЕКТРОЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО СЕКТОРА АРМЕНИИ НА БАЗЕ ЯДЕРНЫХ И ТРАДИЦИОННЫХ ИСТОЧНИКОВ ЭНЕРГИИ

Арам Геворкян

Министерство энергетики РА

Рубен Мурадян, Ваган Саркисян, Армен Бояхчян

Энергетический Стратегический Центр

Энергетическим Стратегическим Центром министерства энергетики разработан и представлен правительству РА Техничко-экономический доклад "Современное состояние и перспективы развития электроэнергетики Республики Армения, включая ядерную энергетику, до 2010 года, с оценкой на 2020 год". Разработка проводилась с учетом становления и развития рыночных взаимоотношений в электроэнергетической отрасли республики, а также особенностей формирования и развития энергетического пространства региона.

На рассмотрение Правительства РА выдвинуты два альтернативных сценария развития электроэнергетической системы Армении: на базе ядерной энергетики и на основе развития парогазовых установок.

Комплексный анализ предложенных вариантов указывает на их практическую равноценность по приведенным затратам. Однако, с позиций обеспечения энергетической безопасности страны, диверсифицированности топливоснабжения и экологических показателей – "ядерный" сценарий является предпочтительным.

Полученные результаты однозначно свидетельствует о возможности и целесообразности развития ядерной энергетики в Армении не только в целях обеспечения энергетической безопасности Республики, но и как базового источника для взаимовыгодного партнерства на перспективном региональном рынке электроэнергии и мощности.

ПОИСК ОПТИМАЛЬНЫХ И БЕЗОПАСНЫХ ПУТЕЙ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В КАЗАХСТАНЕ

Ж.С.Такибаев

Национальный ядерный центр Республики Казахстан

В настоящее время в области атомной энергетики почти во всех странах мира создалась ситуация, которую трудно представить благоприятной для развития не только самой атомной энергетики, но и для всей ядерной физики, как фундаментальной основы отрасли. Необходим научно-технический прорыв, который может убедить народ в экономичности, безопасности, в том числе и радиоактивных отходов, и минимальным воздействием на окружающую среду применения атомной энергии в виде, например, АЭС с соответствующими новыми положительными характеристиками. Только такой подход даст необходимый толчок развитию атомной энергетики. Ведь углеводородный источник энергии кроме своего вредного воздействия на окружающую среду диоксидами, выделяющимися при его использовании, еще и ограничен по запасам, и со временем произойдет истощение этого вида источника энергии, и тогда люди все равно вынуждены будут обратиться к атомному источнику энергии.

Нами предлагается проект подземного строительства АЭС в Казахстане. Это по существу является некоторой попыткой разрешить возникшую очень трудную проблему. Еще в 90-х годах автор предлагал этот проект на международной конференции в Токио [1].

В настоящее время АЭС, работающей под землей не существует, хотя некоторые АЭС упрятаны в горных массивах или наполовину под землей. Но имеется большой опыт в эксплуатации АЭС и завода по переработке отработанного ядерного топлива в России, в частности, на Красноярском горнохимическом комбинате.

Ввиду отсутствия работающих под землей АЭС мы сейчас не можем быть уверены в абсолютной надежности и безопасности подземных АЭС. Во многих странах, особенно в бывшем Советском Союзе, обсуждались различные варианты подземных АЭС. Мы принимали непосредственное участие в ряде дискуссий, например, на Международной конференции в Токио в 1994 году [1], и до нее у себя в Казахстане, и в Москве. Таким образом, проблема возникала давно, но в настоящее время, с нашей точки зрения, она стала востребованной, особенно, если проблема решается комплексно вместе с решением вопроса радиоактивных отходов (РАО). Мы считаем, что после того, как АЭС выработала свой срок службы, это приблизительно 30 лет, ее следует заглушить и оставить в покое, не создавая дополнительных трудностей по снятию ее с эксплуатации со всеми дорогостоящими хлопотами о захоронении отработанного ею топлива. АЭС следует законсервировать, если необходимо, даже закопать и оставить в виде кургана захоронения. Этот курган небольшой высоты можно образовать над блоком РАО с целью организации мониторинга для непрерывного контроля за состоянием захороненных РАО под землей. Это может показаться неправильным решением вопроса, однако подсчет показывает, что такой подход, как раз, есть простое решение вопроса.

Во-первых, происходит удешевление стоимости АЭС ввиду того, что почти не требуется усилий и средств на снятие ее с эксплуатации. Во-вторых, сам собою, решается вопрос захоронения РАО, которые остаются под землей. В третьих, окружающая среда значительно меньше подвержена влиянию радиации по сравнению с тем, как если бы мы встревожили регион своими заботами по снятию с эксплуатации

АЭС. В четвертых, оставленные под землей продукты деления урана и заураниевые элементы являются ценными продуктами и в будущем, кто знает, эти продукты могут быть востребованы, и цениться так же, как естественные урановые и ториевые руды.

Захоронение РАО с предварительным выбором места захоронения является проблемой, от решения которой зависит само развитие атомной энергетики.

Можно предложить и другой подход для захоронения РАО под землей с целью их изоляции от водной среды. Мы могли бы готовые контейнеры с РАО поместить внутри естественного или искусственного холмика-кургана, выбранного таким образом, чтобы РАО почти всегда были изолированы как от подземных, так и от наземных вод, а также от атмосферных осадков, т.к. РАО в водной среде могут разлагать воду за счет процесса радиационного воздействия. Таким образом, захораниваемые РАО по возможности изолируются от водной среды, так как полость, или емкость, где размещаются РАО, будет находиться достаточно высоко от поверхности земли, а сверху укрывается естественной кровлей или дополнительно накрывается серобетоном, снизу также необходима изоляция. Все радиоактивные отходы окажутся в кургане в толще земли между двумя слоями серобетона или асфальта, или просто бетона. В эту емкость влага не попадет ни сверху, и ни снизу. Таким образом, обеспечивается долговременное захоронение. Подсчет показывает, что предложенный способ, например, для захоронения РАО от БН-350, является дешевле и надежнее, чем захоронение глубоко под землей или под водным массивом. В докладе предложено несколько вариантов размещения мест долговременного хранения РАО.

Выбор места строительства АЭС в указанной выше программе является ее важнейшим звеном. Удачный выбор территории для строительства АЭС обеспечит успех всей дальнейшей работы.

Мы, естественно, рассматривали много вариантов по выбору такого места на территории Казахстана с учетом всевозможных экономических, даже в какой-то мере и политических конъюктур. И решили предложить территорию, прилегающую к железнодорожной станции Чу, точнее, между Чу и небольшим водохранилищем на слиянии рек Аксу и Чу, причем водообеспечение АЭС ориентируется исключительно на подземные воды.

1. Zh.S Takibaev. The possibility of safety atomic energetic development in NNC of RK the former Semipalatinsk Test Site. - Progress in Nuclear Energy. Vol.29 (supplement), pp.99-105, 1995, printed in Great Britan.

СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ РАДИАЦИОННОЙ ТЕХНИКИ ДЛЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ, ПРОМЫШЛЕННОСТИ И МЕДИЦИНЫ

Н.Р.Кузелев, А.С.Штань, В.П.Варварица, Е.Р.Карташев
ВНИИ технической физики и автоматизации, (г. Москва, Россия)

В докладе отражены вопросы современного состояния и перспектив радиационной техники развития в России. Описаны основные методы и средства радиационной техники:

- установки радиационной технологии для обработки пищевой продукции, стерилизации медицинских изделий и очистки питьевых и сточных вод;
- радионуклидные энергетические установки для энергопитания автоматической аппаратуры на удаленных или необслуживаемых объектах в полярных областях или в Космосе;
- радиационная аппаратура для контроля качества, анализа состава или управления технологическими процессами, для радиационной диагностики и лучевой терапии заболеваний человека.

Приведены некоторые примеры практического использования научных разработок в области радиационной техники для решения задач атомной энергетики и ядерного топливного цикла, металлургии, геологии, горной, нефтегазовой и других отраслей промышленности, медицины, экологии и др. Приведена также информация о газоразрядных детекторах излучений, разрабатываемых и выпускаемых во ВНИИТФА.

ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ПО ЯДЕРНЫМ РЕАКТОРАМ ДЛЯ ЭНЕРГЕТИКИ В РОССИИ

Сидоренко В.А.

Российский научный центр «Курчатовский институт» (г. Москва, Россия)

Рассматривая тенденции дальнейшего развития атомной энергетики в последние годы, российские эксперты основное внимание уделяют ожидаемому месту ядерного топлива в топливно-энергетическом балансе 21 века, новой волне в развитии атомной энергетики, и в связи с этим – требованиям к атомным энергоисточникам следующего периода. В докладе обсуждается сочетание эволюционного совершенствования освоенных технологических направлений и развития новых направлений, обещающих новое качество и новые движущие факторы в развитии этой энергетической отрасли.

Рассматривается сегодняшнее состояние, тенденции его развития и связанные с этим исследования и разработки.

Начальные шаги, направления разработок и научно-техническая база гражданской атомной энергетики практически полностью опирались на те усилия и возможности, которые были развиты в стране для создания ядерного оружия и затем атомного флота. Созданный потенциал подталкивал к демонстрации возможности использования процесса деления ядер для гражданских целей, а затем и для освоения надежных и конкурентоспособных энергоисточников. Эта задача была решена в СССР, как и в других странах, развивавших ядерную технологию для военных целей. Технологический успех естественным образом подтолкнул масштабное развитие этого направления энергетики, тем более что региональные условия экономической целесообразности и устранения зависимости от других источников энергии весьма способствовали этому. В результате проявилось ускоренное внедрение ядерного топлива в топливно-энергетический баланс многих промышленно развитых стран, в том числе и России.

Констатируется сохраняющаяся активность в исследованиях и разработках по ядерным реакторам для гражданской энергетики России в различных технологических направлениях, которые также различаются между собой по практическим целям, ожидаемом месте в перспективе развития атомной энергетики, возможным срокам реализации, степени соответствия возможностям прогнозируемого экономического развития страны, требуемым средствам для внедрения и возможностям кооперации усилий с другими странами, идущими по пути использования ядерной энергии.

ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫЕ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫЕ РЕАКТОРЫ – ПЕРСПЕКТИВНАЯ ЯДЕРНАЯ ТЕХНОЛОГИЯ ДЛЯ XXI ВЕКА

А.В.Васяев, В.И.Евсеев, Н.Г.Кодочигов, Н.Г.Кузавков

Опытное конструкторское бюро машиностроения (г. Нижний Новгород, Россия)

Разработки высокотемпературных реакторов с графитовой активной зоной и гелиевым охлаждением имеют достаточно длительную историю. Основные вехи – создание в середине 60-х годов исследовательских реакторов Драгон, Пич-Боттом, AVR; во второй половине 70-х годов были пущены прототипные энергетические реакторы FSV и THTR-300.

Основные особенности ВТГР:

- использование графита в качестве конструкционного материала активной зоны и замедлителя, а в качестве топлива – мелких частиц с покрытиями из пироуглерода и карбида кремния, диспергированных в графитовой матрице;
- использование в качестве теплоносителя химически инертного по отношению к конструкционным материалам и практически неактивируемого гелия, не претерпевающего фазовых переходов;
- отвод остаточных тепловыделений от остановленного реактора через корпус реактора к системе охлаждения шахты реактора и далее к конечному поглотителю (воздух атмосферы, водные бассейны) за счет естественных процессов (излучение, конвекция, теплопроводность);
- обеспечение самоглушения реактора за счет обратных связей по каналу температура-реактивность при непревышении допустимого уровня температуры топлива, в том числе, и при отказе активных средств остановки реактора;
- ограничение максимального уровня температур в активной зоне допустимыми пределами при полном отказе всех активных средств теплосъема и средств остановки реактора, в том числе, и при потере теплоносителя, за счет пассивного съема тепла с реактора;
- исключение возможности расплавления графитовой активной зоны при всех технически реализуемых исходных событиях и множественном наложении сопутствующих отказов систем безопасности и систем, важных для безопасности.

Возможность достижения рабочих температур гелия до ~950 °С при высоком уровне безопасности открывает широкую перспективу использования ВТГР в XXI веке как для производства электроэнергии, так и снабжения высокопотенциальным теплом различных технологических производств.

Одним из проектов ВТГР является проект установки ГТ-МГР, разрабатываемый рядом предприятий России совместно с фирмами США, Франции и Японии.

Установка предназначена для эффективной выработки электроэнергии в прямом газотурбинном цикле с КПД ~48 %. В реакторе ГТ-МГР (тепловая мощность ~600 МВт) может быть использованы различные виды топлив, включая плутоний, высвобождаемый в ходе ядерного разоружения. Конструкция тепловыделяющих элементов позволяет обеспечить глубокое выжигание топлива и осуществлять его захоронение без дополнительной переработки.

Строительство демонстрационной одноблочной установки ГТ-МГР планируется осуществить в России на площадке Сибирского химического комбината в г. Северске Томской области. Планируемый срок ввода в эксплуатацию – 2009 г.

Предполагается, что после получения опыта сооружения и эксплуатации демонстрационной установки, можно приступить к их тиражированию, что позволит ввести в структуру большой энергетики реакторную установку, разработанную на основе передовых технологий и достойную XXI века.

РЕАКТОРНАЯ УСТАНОВКА БН-800 НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

А.И.Кирюшин, Б.А.Васильев, Н.Г.Кузавков, Г.В.Шестаков

Опытное конструкторское бюро машиностроения (г. Нижний Новгород, Россия)

В.М.Поплавский, И.Ю.Кривицкий

Государственный научный центр Физико-энергетический институт (г. Обнинск, Россия)

База для создания коммерческого реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БН-800 в России создана на основе опыта проектирования и эксплуатации реакторов такого типа в течение ~40 лет.

С 1980 г. в России успешно эксплуатируется реактор на быстрых нейтронах БН-600 на Белоярской АЭС. Средний КИУМ БН-600 за 20 лет эксплуатации составляет 74 %.

РУ БН-800 разработана на основе принципиальных технических решений, примененных в проекте БН-600.

РУ состоит из реактора интегрального типа с тремя петлями циркуляции натрия по первому контуру, трех циркуляционных петель натрия второго контура и трех парогенераторов "натрий-вода" секционнно-модульного типа.

Тепловая мощность реактора БН-800 увеличена до 2100 МВт по сравнению с 1470 МВт для реактора БН-600 при незначительном увеличении габаритов реактора.

Улучшение технико-экономических показателей энергоблока с реактором БН-800 обеспечено также за счет перехода на один турбогенератор вместо трех и совершенствования систем и строительных конструкций.

Безопасность реактора БН-800 повышена за счет введения дополнительных систем безопасности.

Наряду с выработкой электроэнергии в количестве $\sim 6 \cdot 10^9$ квт·час/год реактор БН-800 обеспечивает эффективную утилизацию накопленного плутония. Возможна утилизация как "гражданского", так и "военного" плутония.

С учетом требований к перспективной ядерной технологии, сформулированными в Инициативе Президента России на Саммите Тысячелетия ООН в сентябре 2000 г., применительно к реактору БН-800 ведутся исследования по усовершенствованному топливному циклу. Показана принципиальная возможность создания активной зоны с нитридным топливом, удовлетворяющая принципиальным требованиям по нераспространению ядерного оружия и безопасности.

Возобновлены работы по сооружению энергоблока с реактором БН-800 на Белоярской АЭС, где находится и реактор БН-600. Этот энергоблок планируется ввести в строй до 2010 г. Позднее планируется сооружение АЭС с энергоблоками БН-800 на Южном Урале (ПО "МАЯК").

АТОМНАЯ СТАНЦИЯ С КОРПУСНЫМИ КИПЯЩИМИ РЕАКТОРАМИ ВК-300 ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА ТЕПЛА И ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ

*Ю.Н. Кузнецов, Ф.Д. Лисица, А.А. Роменков, Ю.И. Токарев, А.И. Алексеев, О.А
Ярмоленко*
НИКИЭТ (г. Москва, Россия)

АЭС на базе реакторной установки ВК-300 предназначена для средних и малых энергосистем для одновременной генерации электричества и тепла. В докладе рассмотрены специфические требования к реакторам средней мощности для электро- и теплоснабжения.

Представлены основные конструктивные решения реакторной установки ВК-300. Уделено внимание особенностям конструкции реактора, связанным с оригинальной, эффективной схемой циркуляции и сепарации теплоносителя, с верхним расположением приводов СУЗ и с оригинальной системой аварийного охлаждения реактора.

Рассмотрены вопросы безопасности реакторной установки.
Проанализированы перспективы создания в России энергоблоков с реакторной установкой ВК-300.

Анализ электро- и теплотребления на российском Дальнем Востоке и в Сибири, показывает, что в этих регионах (в особенности с небольшими энергосистемами) имеется потребность в энергоисточниках средней мощности для производства тепла и электроэнергии, которые могут быть конкурентоспособными с установками на органическом топливе.

Блоки АС средней мощности должны отвечать специфическим требованиям. Их мощность, определяемая потребностью, одновременно не должна превышать предела, обеспечивающего стабильность энергосистемы при внезапной остановке блока.

Ограничение мощности автономных энергосистем, по-видимому, не позволит применять в их составе блоки единичной мощностью более 250-350 МВт. Связанное с уменьшением мощности повышение удельных капиталовложений должно компенсироваться упрощением конструкции реактора и станции, уменьшением количества оборудования, увеличением его надежности и уменьшением затрат на обслуживание и ремонт, при обеспечении самых высоких требований по безопасности.

В определенной степени прообразом теплофикационной станции средней мощности является атомная ТЭС с корпусными кипящими реакторами ВК-300.

Основные характеристики станции

Число реакторных блоков.....	2
Тепловая мощность, МВт.....	750 x 2
Теплопроизводительность, Гкал/ч.....	400 x 2
Электрическая мощность, МВт	
– в теплофикационном режиме.....	150 x 2
– в конденсационном режиме.....	250 x 2

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ РЕАКТОРОВ С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ СВИНЕЦ-ВИСМУТ ДЛЯ СОЗДАНИЯ РЕГИОНАЛЬНОЙ АТОМНОЙ ТЭЦ ВЫСОКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

*Б.Ф. Громов, О.Г. Григорьев, А.В. Дедуль, М.П. Леончук, Г.И. Тошинский,
В.И. Читайкин*

ГНЦ РФ ФЭИ им. ак. А.И. Лейпунского
Ю.Г. Драгунов, Н.Н. Климов, М.Л. Куликов, В.С. Степанов
ОКБ "Гидропресс"

Учитывая, что энергоснабжение большинства средних и крупных городов регионов, являющихся административными, промышленными и культурными центрами, опирается на централизованные энергоисточники, обеспечение их энергетической безопасности, включая предотвращение возможных чрезвычайных ситуаций, является важной задачей, стоящей перед администрациями этих регионов.

Одним из путей решения этой проблемы является использование атомных ТЭЦ (АТЭЦ). Однако использование в этих целях реакторных установок (РУ) традиционного типа, использующих для охлаждения реактора воду под высоким давлением, требует создания ряда дополнительных систем безопасности, по сравнению с принятыми на атомных электростанциях, размещаемых на расстоянии, не ближе 25 км от городов. Это вызывает удорожание АТЭЦ и, в то же время, не исключает принципиальной возможности маловероятной ядерной аварии с тяжелыми последствиями, поскольку не устранена внутренняя причина ее возникновения – высокое давление в реакторе. Именно этим вызван интерес к использованию ядерной технологии, основанной на применении для охлаждения реактора жидкометаллического сплава свинец-висмут.

В настоящее время в мире на фоне свертывания многих программ в ядерной энергетике повышается интерес к использованию этой ядерной технологии в гражданской энергетике. Интерес к этой технологии обусловлен тем, что природные свойства теплоносителя позволяют создать реакторную установку (РУ) с очень высоким уровнем безопасности. Эти свойства безопасности позволяют ее использовать в качестве источника энергии на АТЭЦ, требующей своего размещения в непосредственной близости от города. Внедрение АТЭЦ модульного типа с рассматриваемыми РУ с единичной электрической мощностью модуля около 100 МВт могло бы обеспечить потребности энергодефицитных регионов в тепле и электроэнергии. Как показывают оценки, для таких блоков АТЭЦ может быть обеспечена экономическая конкурентоспособность с ТЭЦ, работающими на органическом топливе.

Относительно небольшие мощности блоков АТЭЦ позволяют вписать такие станции в существующие энергосистемы и подобрать оптимальное месторасположение как можно ближе к потребителю.

Успешное развертывание сети АТЭЦ возможно только с учётом всех аспектов (системный подход) жизненного цикла АТЭЦ: изготовление, лицензирование, транспортировка и монтаж, эксплуатация и снятие с эксплуатации до "зеленой лужайки".

Для продвижения на рынок перспективных энерготехнологий блоки АТЭЦ должны обладать следующими свойствами:

- надежность и безопасность в эксплуатации при минимальном обслуживании и простой инфраструктуре;
- экономическая эффективность и конкурентоспособность в сравнении с альтернативными источниками энергии, которые могут быть размещены на той же площадке;
- существенное продвижение относительно существующих реакторных технологий в проблеме нераспространения делящихся материалов (обогащение по U-235 должно быть ниже 20%) и радиозэкологического воздействия на окружающую среду.

РУ СВБР-75, предлагаемая для региональной АТЭЦ, может производить пар с параметрами в диапазоне 4,019,0 МПа по давлению, а по температуре — от насыщенного до 400⁰С для перегретого пара в зависимости от потребностей. Базовый вариант РУ СВБР-75 проработан в настоящее время для выработки насыщенного пара при давлении около 7,0 МПа, что при использовании турбогенератора с промежуточным перегревом пара позволяет получить электрическую мощность около 90 МВт (эл.) при работе в конденсационном режиме.

РУ СВБР-75 разработана по двухконтурной схеме с СВТ в первом контуре и паром-водой во втором контуре. Для первого контура РУ применена интегральная компоновка моноблочного типа, обеспечивающая размещение оборудования первого контура внутри единого корпуса.

ОБ ИСПОЛЬЗОВАНИИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В ОСВОЕНИИ МОРСКИХ МЕСТОРОЖДЕНИЙ УГЛЕВОДОРОДОВ В АРКТИКЕ

В.П.Быков, Е.П.Велихов, А.Ю.Гагаринский, В.П.Кузнецов, Н.С.Хлопкин
Российский научный центр «Курчатовский институт» (г. Москва, Россия)

Представляется обзор вопроса о применении ядерной энергетики для морской добычи углеводородов на арктическом шельфе по материалам ЦНИИ им. акад. А.Н.Крылова, КБ МТ «Рубин», СПМБМ «Малахит», ЦКБ «Лазурит», РНЦ «Курчатовский институт», ОКБМ, НИКИЭТ и других специализированных организаций. Разведка, добыча, обработка и транспортировка углеводородов образуют сложный технологический цикл, каждая часть которого требует большого расхода энергии. На основе обширного опыта деятельности в Арктике, использование ядерной энергетики представляется весьма целесообразным для этих целей.

Новые возможности создания специальной техники для освоения арктического шельфа открывает конверсия российского оборонного судостроения. Представляются проекты морских нефтегазовых платформ, подводно-подледных разведочных и добычных комплексов, газоперекачивающих станций, подводных танкеров с ядерными энергетическими установками для освоения морских месторождений углеводородов в ледовых условиях арктического шельфа с указанием первоисточников.

АТОМНЫЕ СТАНЦИИ МАЛОЙ МОЩНОСТИ – СОЧЕТАНИЕ ШИРОКИХ ВОЗМОЖНОСТЕЙ, ПОВЫШЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ, НАДЕЖНОСТИ И ЭКОНОМИЧНОСТИ

*А.И.Кирюшин, А.А.Беляев, В.М.Беляев, В.И.Васюков, В.Н.Дрожкин, А.В.Кураченко,
Ю.К.Панов, В.И.Полунин, О.Б.Самойлов*

Опытное конструкторское бюро машиностроения, (г. Нижний Новгород, Россия)

В ОКБ Машиностроения разработаны проекты реакторных установок для объектов малой энергетики мощностью от 1 до 200 МВт (эл.), а также реакторы для атомных станций теплоснабжения мощностью от 10 до 600 МВт (тепл.).

Для таких автономных энергоисточников применяются водо-водяные реакторы с развитыми свойствами самозащитности, которые превосходят действующие отечественные и зарубежные реакторы по уровню надежности и безопасности. Такие реакторные установки устойчивы к внешним воздействиям, ошибкам персонала, отказам оборудования, пожарам, затоплению и другим экстремальным воздействиям.

Свойства самозащитности установок – обусловленная физическими законами и конструктивными решениями способность:

- к самоограничению и самогашению мощности за счет отрицательных эффектов реактивности и отравления;
- к самоохлаждению при естественной циркуляции сред в контурах охлаждения активной зоны и большой теплоаккумулирующей способности;
- к самоограничению потерь воды из реактора за счет пассивных ограничителей истечения и самосрабатывающих устройств;
- к локализации и ослаблению радиоактивности пассивными средствами и устройствами.

Для предлагаемых энергоисточников характерна простота эксплуатации с хорошим уровнем самоуправляемости технологического процесса и минимальным количеством персонала, обеспечены требования по высокой надежности оборудования, исключению сложных ремонтов его в течение срока службы, длительному ресурсу.

Опыт эксплуатации действующих прототипов и отработанных аналогов реакторов данного типа – сотни реакторо-лет. Это, в первую очередь, реакторные установки нескольких поколений кораблей атомного флота, атомных ледоколов, оборудование которых совершенствовалось с учетом опыта его эксплуатации в течение более 40 лет и достигло высоких характеристик по надежности, ресурсу, эффективности, простоте обслуживания, безопасности, а также освоенные в изготовлении и монтаже реакторные установки повышенной безопасности головных атомных станций теплоснабжения АСТ-500.

Безопасность, экологическая чистота, высокие технико-экономические показатели, кратчайшие сроки снятия энергодефицита атомных станций малой мощности на базе реакторных установок типа КЛТ-40, КН-3, АБВ, АТЭЦ, САХА-92, АСТ - важные аргументы к началу практической реализации этих энергоисточников как в виде наземных АС, так и плавучих.

Мощностной ряд предлагаемых энергоисточников ориентирован на диапазон локальных нагрузок, характерных для большинства регионов России и стран СНГ.

Установленная единичная мощность энергоблоков определяется потребностями региона размещения и уточняется совместно с Заказчиком. Схемно-конструктивные решения позволяют всем установкам работать в режимах АЭС, АТЭЦ и для опреснения, производить отпуск тепла и электричества в различных соотношениях в пределах установленной мощности реактора, это соотношение определяется характеристиками потребителей, сезонными изменениями нагрузок, а также изменениями нагрузок, связанными с развитием региона. Перспективы развития локальных энергоузлов с учетом динамики роста энергопотребления и возможного экспорта электроэнергии обеспечивается за счет увеличения числа блоков АС ММ.

БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ. ОСОБЕННОСТИ РЕАКТОРА ВВЭР-640

Драгунов Ю.Г., Никитенко М.П., Мусатов С.Д. и др.
ОКБ "Гидропресс"

В докладе предлагается осветить следующие основные вопросы:

1. Краткая техническая характеристика Реакторной установки с реактором ВВЭР-640.
Приводится краткая техническая характеристика РУ.
2. Способы достижения заданного в проекте уровня безопасности.
Объясняются основы, методы и структура построения систем безопасности.
Даются разъяснения по функциям безопасности, выполняемым той или иной системой и способам их реализации в проекте.
Демонстрируются достижения уникальной возможности повышения уровня безопасности в сочетании с улучшением (уменьшением удельных затрат) технико-экономических показателей.
3. Дается информация об основных технико-экономических показателях и краткое ее сравнение с показателями РУ с реактором ВВЭР-1000.

ОБОСНОВАНИЕ ВЫБОРА ПРОЕКТА АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ ДЛЯ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ

*А.А. Михалевич, Н.М. Груша, А.П. Малыхин, А.П. Якушев, В.Т. Казазян,
В.А. Брылева, Л.М. Нарейко, И.А. Рымарчик*
Институт проблем энергетики НАН Б, (г. Минск, Беларусь)

Разработаны основные принципы и критерии выбора надежных и безопасных проектов АЭС для их возможной реализации в Республике Беларусь.

Проведен сравнительный анализ перспективных зарубежных и российских проектов. Наиболее отработанными, имеющими ресурсные наработки, являются водоводяные реакторы типа PWR, BWR и ВВЭР. Российские проекты АЭС нового поколения (АЭС с ВВЭР-640, АЭС с ВВЭР-1000, АЭС-91) наиболее перспективны для размещения в РБ, поскольку они не только не уступают, но и превосходят лучшие зарубежные аналоги по технико-экономическим параметрам и показателям безопасности. При этом учитывается сложившаяся техническая база, одинаковые нормативно-правовая база и технологическое развитие Беларуси и России.

Показано, что как проект АЭС с ВВЭР-640, так и проект АЭС с ВВЭР-1000 (АЭС-92) могут быть реализованы в Республике Беларусь. Несмотря на более высокие значения удельных капиталовложений и стоимости эксплуатации ВВЭР-640 по сравнению с ВВЭР-1000, себестоимость отпускаемой продукции, а также сроки окупаемости трехблочной АЭС с ВВЭР-640 и двухблочной АЭС с ВВЭР-92 почти одинаковы, что свидетельствует о практически одинаковой их экономической эффективности. Поскольку установленные мощности всей энергосистемы и единичных блоков тепловых станций Беларуси относительно невелики, предпочтительнее замещать выбывающие блоки электростанций на органическом топливе блоками АЭС средней мощности.

НОРМАТИВНАЯ БАЗА ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ В РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

О.М. Ковалевич

НТЦ ЯРБ Госатомнадзора (г. Москва, Россия)

Законодательная и нормативная база при использовании атомной энергии создает и регламентирует условия сооружения и безопасной эксплуатации объектов использования атомной энергии с учетом социальных, экологических и экономических выгод от нее для всего общества. В России эта законодательная и нормативная база состоит из пяти основных уровней:

- государственные законодательные акты (Конституция, международные конвенции, федеральные законы);
- нормативные правовые акты Президента и Правительства;
- федеральные нормы и правила;
- нормативные документы органов государственного регулирования безопасности;
- нормативные документы органов управления использованием атомной энергии, а также стандарты, строительные нормы и правила и т.п.

Разработка, утверждение, введение в действие документов первых двух уровней входит в компетенцию высшей законодательной и исполнительной власти Российской Федерации. Деятельность, связанная с документами остальных трех уровней, входит в число основных задач государственных органов регулирования и органов управления использованием атомной энергии. Перед этими органами стоят проблемы формирования и систематизации нормативных документов, разработка самих документов и процедур их согласования, утверждения и введения в действие этих документов.

Законодательная и нормативная база использования атомной энергии базируется на международных документах (ратифицированных Россией) и федеральных законах, регламентирующих деятельность в этой области.

ЯДЕРНЫЕ РИСКИ И СТРАХОВАНИЕ УЩЕРБА ТРЕТЬИХ ЛИЦ ОТ ЭНЕРГООБЪЕКТОВ

С.Д. Гаврилов

ЗАО "ДЕКОМ Инжиниринг" (г. Москва, Россия)

Э.К. Авдонин

МЦЭБ Минатома (г. Москва, Россия)

О.М. Ковалевич

НТЦ ЯРБ Госатомнадзора (г. Москва, Россия)

В условиях активно пропагандируемой дерегуляции электроэнергетического рынка и, одновременно, возросшей роли АЭС в странах с развитой атомной энергетикой, включая Россию, вновь обострилась дискуссия о приоритетах дальнейшего развития энергетики между тепло-, гидро- и атомной энергетикой, с учетом экономических показателей и экологического воздействия на региональном, национальном и глобальном уровнях.

В докладе рассмотрен фактор, который может оказать существенное влияние на выбор стратегического направления развития энергетики и должен приниматься во внимание при разработке краткосрочных и перспективных планов: потенциальный риск, неизбежно связанный с функционированием любой энергетической системы, несмотря на все предпринимаемые меры по обеспечению ее безопасности.

Этот фактор имеет особое значение сейчас в России, Белоруссии, странах СНГ и ряде восточноевропейских государств из-за износа основных фондов энергетики и необходимости их замены, особенно ввиду большой инерционности энергетики.

Показано, что эти фонды необходимо замещать:

- для обеспечения базовых нагрузок - используя АЭС, включая достройку ЯЭБ высокой готовности, продление срока службы действующих ЯЭБ, начало строительства ядерных энергоблоков повышенной безопасности;
- для обеспечения оперативных нагрузок, - сооружая в Европейской части России и Белоруссии газотурбинные станции с высоким к.п.д..

Предложены схемы финансирования достройки ЯЭБ и продления срока эксплуатации АЭС за счет страховых резервов России и государств, заинтересованных в повышении безопасности российских ядерных объектов.

Рассмотрены возможные риски от атомных, гидро- и тепловых, с различными видами топлива, станций на население и окружающую среду, показано, что воздействие атомных станций на третьих лиц, физических и юридических, минимально.

ИММОБИЛИЗАЦИЯ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В КРИСТАЛЛИЧЕСКИЕ МАТРИЦЫ. СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ

Н.С.Бабаев, А.Б.Коростелев
Минатом (Россия)

Проблема безопасного обращения с радиоактивными отходами (РАО) является одной из тех проблем, от которых в значительной мере зависит судьба ядерного топливного цикла в целом, возможные масштабы и динамика развития ядерной энергетики. Отработанное ядерное топливо содержит большое количество, в том числе особо опасных, радионуклидов, обладающих весьма разнообразными ядерно-физическими, радиационными и физико-химическими свойствами. Задача заключается в том, чтобы для каждого из них найти такой способ обращения, который гарантировал бы безопасность его для внешней среды на протяжении всего времени его существования. Не решенной проблемой в вопросе обращения с РАО является подход к изоляции от окружающей среды высокоактивных отходов, относящихся к актиноидам. Большинство из актиноидов являются альфа-эмиттерами и их радиационная опасность, как известно, превышает радиационную опасность долгоживущих продуктов деления.

Проведенное технико-экономическое сравнение различных схем иммобилизации ВАО по экологическим и технологическим критериям, показало, что наиболее надежным материалом в этом направлении являются минералоподобные матрицы на комплексной основе, которые вошли в научную терминологию под названием «Синрок». Только матрицы такого типа позволяют надежно хранить высокоактивные отходы десятки и сотни тысяч лет.

КОНЦЕПЦИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С ВОДО-ВОДЯНЫМИ РЕАКТОРАМИ

Л.И. Колыхан, Ю.В. Клименков, А.А. Михалевич, А.П. Якушев

ИПЭ НАН Б (г. Минск, Беларусь)

Л.Н. Фальковский

ВНИАМ

В.М. Беркович, Г.С. Таранов

Институт "Атомэнергoproject" (г. Москва, Россия)

В докладе рассмотрены результаты поисковых экспериментальных и расчетно-теоретических исследований, выполненных с целью обеспечения максимальной защиты эксплуатационного персонала и окружающей среды от воздействия радионуклидов при любой запроектированной аварии с полным прекращением энергообеспечения, функционирования систем управления, КИП и А и персонала с одновременным разрушением одного или последовательно нескольких барьеров безопасности.

Используются только освоенные в отрасли и промышленности технологии и материалы. Решение проблемы возможно только на основе использования полностью пассивных систем.

Задача предотвращения замерзания конденсата в аппаратах СПОТ при накоплении неконденсирующихся газов в первых рядах труб решена и экспериментально проверена. Изменением конструкции с использованием двухступенчатой схемы конденсации достигнуто накопление газов в объеме выходного коллектора, что понизило температуру начала замерзания конденсата до -52°C при одновременном увеличении скорости воздуха на 30 % по сравнению с реальными условиями.

Отвод остаточных тепловыделений из объема защитной оболочки (ЗО) и (или) пара из парогенераторов в окружающую среду, может осуществляться теплообменными аппаратами на основе термосифонов с фазовыми переходами. Каждый из них установлен в двух шахтах с естественной циркуляцией охлаждающего воздуха и парогазовой смеси. Конденсат полностью сохраняется для последующего охлаждения аппаратов. Ловушка расплава а. з. охлаждается высокотемпературными термосифонами.

Для форсирования теплоотвода в начальный период аварии устанавливается в каждой петле перед конденсаторами СПОТ дополнительный конденсатор-испаритель, который может до 3÷5 раз увеличить теплоотвод. Выход на мощность происходит через 3÷5 с после открытия шиберов СПОТ. Максимальное давление в объеме ЗО не должно превышать расчетные пределы.

Для исключения поступления радионуклидов в окружающую среду в случае тяжелой аварии целесообразно очистку ПГС в объеме ЗО осуществлять в вертикальных каналах ребрения труб конденсатора-охладителя ПГС. В межоболочечном пространстве (МОП) необходимо создать разрежение, превышающее таковое по всей поверхности внешней ЗО при любых величинах скорости и направления ветра в регионе АЭС. Для этой цели в ИПЭ НАН Б создается экспериментальная полностью пассивная безнасосная нерегулируемая герметичная необслуживаемая установка для привода вентилятора МОП. Энергоисточник начинает самопроизвольно функционировать после возникновения положительной разности температур в объеме ЗО и окружающей среды (более $50\div 60^{\circ}\text{C}$).

В настоящее время в ИПЭ НАН Б с участием ВНИАМ создается на базе имеющегося ТДУ-1 комплексный стенд для экспериментального комплексного изучения термогидравлических процессов во всех названных системах. Радикальное повышение безопасности АЭС ожидается при использовании сферических твэлов в ТВС, взаимозаменяемых с серийными.

ПЕРСПЕКТИВЫ СОЗДАНИЯ ЯДЕРНОГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА С ТВЕРДЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

А.М. Дмитриев, В.П. Денискин, В.И. Наливаев, И.И. Федик
НИИ НПО "Луч" (г. Подольск, Московской обл., Россия)

В последнее время возрос интерес к разработке энергетических реакторов различного назначения с высокими эксплуатационными характеристиками и повышенной безопасностью, предназначенных для использования в экономически перспективных, но малонаселенных с неразвитой экономической структурой районах России.

Создание подобных установок осуществлялось с использованием научно-технических достижений, полученных при разработке ЯРД.

На основе проведенных расчетов осуществлен выбор конструктивной схемы реактора с твердым теплоносителем и предложена конструктивная схема реактора, в первом контуре которого в качестве теплоносителя используется мелкодисперсный графитосодержащий материал в виде засыпки из сферических частиц с покрытием из пиролитического углерода толщиной $0.1 \div 0.2$ от среднего диаметра шариков со степенью несферичности Δ , не превышающей 0.1 и определяемой из соотношения $\Delta = (d_{\max} - d_{\min})/d_{\text{cp}}$, где d_{\max} , d_{\min} , d_{cp} – соответственно, максимальные, минимальные и средние размеры шариков.

В НИИ НПО "Луч" разработана технология получения шариков, основанная на изготовлении сферических углеграфитовых частиц методом газофазного пиролитического осаждения, и изготовлено пять опытных партий шариков с различными характеристиками. Созданы две экспериментальные установки и проведен цикл экспериментальных исследований теплообменных характеристик при движении в каналах частиц с диаметром от 0.5 до 1.3 мм в диапазоне температур от 100 до 700°C со скоростью от 0.12 м/с до 0.20 м/с в вакууме, аргоне и гелии.

Отмечается сравнительно высокий уровень теплоотдачи при связанном режиме течения. Эти исследования позволили оценить параметры и характеристики перспективного энергетического реактора, тепловыделяющие сборки которого охлаждаются твердым теплоносителем из графитосодержащего материала.

МЕТОДОЛОГИЯ И РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗЫСКАНИЙ ПО ВЫБОРУ ПУНКТОВ И ПЛОЩАДОК ДЛЯ РАЗМЕЩЕНИЯ АЭС НА ТЕРРИТОРИИ БЕЛАРУСИ

А.А. Михалевич, В.Т. Казазян, А.П. Малыхин,

Б.Е. Тверковкин, О.И. Ярошевич

Институт проблем энергетики НАН Б (г. Минск, Беларусь)

А.М. Боровикова

Институт радиоэкологических проблем НАН Б (г. Минск, Беларусь)

В.П. Бразовский, Л.Ю. Кулебякин, А.И. Стрелков

БелНИПИэнергопром (г. Минск, Беларусь)

При выборе пунктов и площадок для размещения АЭС на территории Беларуси использовался следующий подход:

- учитывая, что территория Беларуси более других стран пострадала от последствий аварии на ЧАЭС и, как следствие, значительная часть населения Беларуси отрицательно относится к перспективе строительства АЭС на ее территории, принимались наиболее жесткие требования нормативных документов бывшего СССР и рекомендаций МАГАТЭ к размещению АЭС. Так было принято требование по дистанционированию АЭС от крупных городов (от 25 км до 100 км в зависимости от их численности населения), отсутствующее в рекомендациях МАГАТЭ и в последних нормативных документах России, а также требования по дистанционированию АЭС от заповедных зон, магистральных нефте- и газопроводов и др. факторам;
- исходя из этих требований, была разработана карта отклоненных территорий Беларуси, включающая ~ 50 % ее территории. На неотклоненной части территории были намечены 54 пункта возможного размещения АЭС, исходя, главным образом, из условий наличия водоемов, достаточных для охлаждения конденсаторов турбин АЭС мощностью до 4000 Мвт и малой плотности населения вблизи АЭС;
- на основе изучения сейсмотектонических, гидрогеологических и др. характеристик по фондовым и архивным материалам для дальнейших изысканий были выбраны 6 конкурентных пунктов, расположенных в Витебской, Гродненской и Могилевской областях;
- по результатам проведенных на 6 пунктах более детальных изысканий, включая полевые, были выбраны 2 фаворитных пункта в восточном регионе Беларуси (Могилевская область), внутри которых по результатам комплекса инженерных изысканий выбраны 5 конкурентных площадок для АЭС, позволяющие разместить на них энергоблоки электрической мощностью до 4000 Мвт.

ПЕРВЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ СОВМЕСТНЫХ РАБОТ И ПЕРСПЕКТИВЫ СОЗДАНИЯ НОВЫХ ИЗОТОПНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ ДЛЯ ПРОМЫШЛЕННОСТИ И МЕДИЦИНЫ

А.Н. Баталов

Институт проблем энергетики НАН Б (г. Минск, Беларусь)

В.И. Богданов

СП «Изотопные технологии», г. Минск, Беларусь)

Ю.Г. Топоров, Е.В. Шимбарев

ГНЦ РФ НИИАР, (г. Димитровград, Россия)

В настоящее время радионуклиды широко используются в процессе деятельности человека. В промышленном производстве закрытые источники ионизирующих излучений применяются в технологических процессах (особенно в химических производствах) в качестве датчиков для определения уровня в емкостях и сосудах с агрессивными средами и работающих под давлением, для управления технологическими процессами и др. В строительстве трубопроводов и других ответственных конструкций источники применяются для неразрушающего контроля сварных соединений. Очень важное место занимает их использование в области здравоохранения, не только в диагностике, но и в лечении. В связи с ростом числа онкологических заболеваний, как в мире, так и особенно в Беларуси, весьма остро стоит вопрос внутрисполостной и внутритканевой лучевой терапии онкологических больных. Для его решения требуется создание малогабаритных и миниатюрных источников высокой удельной активности, особо актуально применение ИИИ для ангиопластики при лечении сердечно-сосудистых заболеваний. Это направление еще не получило широкого применения в мировой практике.

Поскольку радиоактивные источники с высокой удельной активностью обладают преимущественно и более высокими потребительскими свойствами, производство таких источников становится еще более эффективным как в экономическом, так и в социальном аспекте, и спрос на источники, отвечающие современному уровню требований, остается пока неудовлетворительным.

Имеющаяся в Беларуси технологическая база, а также широкая кооперация с Россией, производство радионуклидов, в которой не уступает западным, а иногда и превосходит, позволяет в значительной мере решить данные проблемы в рамках созданного предприятия «Изотопные технологии».

В настоящее время российской стороной разработан проект реконструкции производственной базы, технологические процессы изготовления источников и изготовлено оборудование для оснащения техпроцесса, а белорусской – проводятся работы по подготовке производственной базы для организации работ.

В проекте предлагается создать аппаратно-технологический комплекс по производству источников промышленного назначения, радионуклидных источников для брахитерапии и ангиопластики.

Наибольший интерес в области создания ИИИ медицинского назначения представляют закрытые источники с радионуклидом иридий-192 для брахитерапии и закрытые источники с радионуклидом церием-144 для ангиопластики. Источники с радионуклидом иридий-192 активностью 5-10 Ки применяются в современных брахитерапевтических установках (АГАТ-ВУ, ГАММАМЕД, МИКРОСЕЛЕКТРОН), не смотря на небольшой период полураспада (74,02 сут.), что обуславливает

необходимость частой перезарядки аппарата (3-4 раза в год). Основным преимуществом источника является относительно низкая средняя энергия γ -излучения (0,412 МэВ), что облегчает локальную защиту жизненно важных органов и тканей.

Технология создания ИИИ и аппаратов для ангиопластики еще находится в стадии разработки и испытаний. Активность разрабатываемого источника Церия-144 (период полураспада – 284,8 дня) составляет 0,1 мКи. Диаметр источника 0,37 мм. Разрабатываемый ранее в России и за рубежом источник с Иттрием-90 обладает очень малым периодом полураспада (64,1 часа), а источник Стронций-90 с периодом полураспада (27,7 года) не устраивает по своим спектральным характеристикам.

Большой практический интерес представляет освоение производства стержневых сборок капсульных источников γ -излучения предназначенных для работы в составе устройств фирмы “Бертхольд” для измерения уровня наполнения емкостей. В состав одного измерительного устройства входят две сборки источников. Сборка представляет собой двухкапсульную конструкцию. Внутренние капсулы представляют собой стандартные источники типа ГС60М41... (конструкции цилиндрической формы диаметром 2 мм и длиной 16 мм). Указанные источники изготавливаются и поставляются ГНЦ РФ НИИАР. Значения активности источников рассчитываются с учетом геометрии измерения, толщины стенок емкости и плотности вещества, таким образом, чтобы получить приближенную к линейной кривую характеристик.

ЯДЕРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ В КЛИНИЧЕСКОЙ ОНКОЛОГИИ : СОСТОЯНИЕ, ПРОБЛЕМЫ, ПЕРСПЕКТИВЫ

И.В. Залуцкий, Б.Д. Шитиков

НИИ онкологии и медицинской радиологии им. Н.Н. Александрова (г. Минск, Беларусь)

Диагностика и лечение онкологических заболеваний – процесс сложный многокомпонентный, в котором ядерные технологии на протяжении многих лет устойчиво занимают одно из ведущих мест. Более того, благодаря постоянным успехам в развитии радиохимии, радиофармакологии и соответствующего приборостроения возможности медицинских радионуклидных процедур постоянно расширяются. Достаточно сказать, что в настоящее время почти 90% онкологических больных обследуются с помощью радионуклидных методов, применяемых как для выявления первичных заболеваний и определения степени распространенности опухолевого процесса в организме, так и для обеспечения контроля эффективности проводимого противоопухолевого лечения.

На современном этапе многие радионуклидные методы диагностики являются практически незаменимыми. К таким в первую очередь следует отнести радиоиммунный анализ (РИА) сцинтиграфическую диагностику с помощью цитрата галлия-67 системного поражения лимфатических узлов, сцинтискелетогранию с целью раннего выявления первичного и особенно метастатического поражения скелета, которое при раке предстательной железы, молочной железы, легкого, щитовидной железы, почки, встречается в 40-70% случаев.

Демонстративным является общеустановленный факт, что радиосцинтиграфия в целом ряде случаев выявляет костные метастазы на несколько месяцев раньше, чем рентгенография. Наиболее широко применяемым сегодня в медицине радиофармпрепаратом является метастабильный технеций-99м, популярность которого объясняется не только коротким (6 ч) периодом его полураспада и низким значением монохроматичной энергии излучения (140 кэВ) (что обуславливает малую лучевую нагрузку на пациента и персонал и достаточно эффективную регистрацию гамма-камерой), но и тем, что как радиоактивная метка он легко включается в другие соединения, обладающие избирательной тропностью к органам и тканям организма человека. С этой точки зрения разработанная в Белоруссии оригинальная технология получения этого радионуклида, осуществленная силами ученых НИИОиМР им. Н.Н. Александрова и Института проблем энергетике НАНБ, является не только приоритетной, но и требует всесторонней государственной поддержки для завершения ее аттестации и скорейшего внедрения в практику.

ИСТОЧНИКИ НЕЙТРОННОГО И ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ ДЛЯ ПРОМЫШЛЕННОСТИ И МЕДИЦИНЫ

Н.Н. Андрейчук, Я.Н. Гордеев, В.И. Карасев, ЕА Карелин, Н.В. Лялюшкин,
В.М. Радченко, Е. В. Шимбарев
ГНЦ НИИАР РФ

В различных регионах Российской Федерации от 30% до 90% населения ежегодно проходят обследование или лечение с помощью источников ионизирующих излучений (ИИИ) или соединений, меченых радиоактивными изотопами.

Более 30% промышленных производств используют ИИИ для контроля различных параметров технологических процессов.

В соответствии с требованиями радиационной и экологической безопасности ИИИ должны удовлетворять следующим критериям:

- высокая надежность конструкции;
- безопасные условия эксплуатации;
- наличие безопасной транспортной технологии доставки источников заказчику и изъятие на захоронение отработавших источников;
- безопасные условия обращения с ИИИ, отработавшими свой ресурс. ПЩ РФ НИИ атомных реакторов производит широкую номенклатуру ИИИ на основе кобальта-60, селена-75, иридия-192, гадолиния-153, калифорния-252 и постоянно работает над повышением их надежности.

Основные направления повышения безопасности ИИИ:

- использование в качестве конструкционных материалов металлов с повышенной механической, термической и коррозионной стойкостью;
- создание сердечников, имеющих низкую выщелачиваемость и высокую механическую прочность, исключаящую при аварийных ситуациях распыление радиоактивного материала сердечника.

Все источники проходят периодические испытания на классы прочности, значения которых выше установленных для соответствующих областей применения.

Во всем мире продолжается тенденция по ужесточению требований, предъявляемых потребителем к качеству продукции. Поэтому качество и надежность выпускаемых источников отслеживает специально созданная служба, которая в своей работе руководствуется Международным стандартом качества 180-9001. Обобщая девятилетний опыт работы по реализации требований международного стандарта 180-9001 по управлению качеством применительно к производству радионуклидной продукции, выпускаемой ГНЦ РФ НИИАР по контрактам с российскими и зарубежными заказчиками.

Безопасные условия эксплуатации промышленных источников гарантируются наличием стационарных установок в точках контроля, а в медицине - использованием источников в составе аппаратов дистанционного введения или применением специального инструментария.

Для безопасной транспортировки источников институт имеет необходимый парк сертифицированных контейнеров и автотранспорт, позволяющий оперативно доставлять ИИИ заказчику и возвращать отработавшие источники на захоронение в хранилище радиоактивных отходов.

ЭКОНОМИЧЕСКИЕ И СОЦИАЛЬНЫЕ АСПЕКТЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ

Л.С.Демидова, Ю.Г.Топоров
ГНЦ НИИАР РФ

1. В настоящее время атомная наука и техника все в большей степени востребуется для обслуживания, самой гуманной сферы человеческой деятельности - медицины.
2. Исследовательские реакторы обеспечивают уникальную возможность для производства радионуклидов промышленного и медицинского назначения.
3. Общественная и экономическая значимость этой работы выражается в:
 - количестве спасенных человеческих жизней;
 - количестве выполненных медицинских процедур;
 - снижении затрат на здравоохранение за счет широкого использования радионуклидов для диагностики, снижения потребности в хирургических операциях;
 - повышении качества жизни больных раком;
 - создание новых производств с тысячами рабочих мест.
4. Исследовательские реакторы, в особенности с высоким потоком нейтронов, являются дорогостоящими сооружениями и, как правило, нуждаются в государственной поддержке.
5. Формирование цен на радионуклидную продукцию на мировом рынке происходило и происходит под влиянием многочисленных факторов, в том числе социальной значимости использования радионуклидов в медицине.
6. За последние годы, в связи с сокращением работ, проводимых за счет государственного финансирования на исследовательских реакторах, имеет место тенденция нарастания финансовых проблем для их существования.
7. Методические подходы к определению стоимости облучения радионуклидов требуют совершенствования и некоторой унификации.
8. Растущие потребности ядерной медицины рассчитаны на продление сроков эксплуатации уникальных исследовательских реакторов и их финансовую обеспеченность, а также на строительство новых реакторов.
9. Прогнозируемые темпы развития ядерной медицины на основе расширения использования радионуклидов медицинского назначения должны обеспечить в будущем стабильное финансовое обеспечение исследовательских реакторов.

УРОКИ ЧЕРНОБЫЛЯ И ВОПРОСЫ СОЦИАЛЬНОЙ ПРИЕМЛЕМОСТИ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Р.В. Арутюнян, И.И.Линге, Е.М.Мелихова, В.С. Сорокин
Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

Современная ситуация, характеризующаяся незавершенностью как собственно работ по преодолению последствий аварии на ЧАЭС, так и общественной реакции на аварию, является убедительным доказательством допущенных ошибок. В докладе приведен ряд примеров подобных ошибок в управлении. На новом этапе крайне важно перевести диалог властей с общественностью в новую плоскость.

Первостепенная задача - успокоить людей, объяснив, что государство не отказывается от своих обязательств, но речь не идет о продолжении выплат за гипотетический ущерб здоровью. На первый план выходят вопросы экономического возрождения тех территорий, которые оказались в более сложных условиях хозяйствования, о компенсации за ошибки в государственном управлении, за стресс и коллективную психическую травму.

Гарантированная на достаточно длительный, но ограниченный срок экономическая помощь государства и широкая просветительская деятельность это необходимые условия нормализации жизни вовлеченного в аварию населения, его избавления от комплекса «загрязненной территории».

Опыт работы специалистов ИБРАЭ РАН в рамках информационных проектов выявил основные проблемы, которые состоят в следующем:

- Недоверие к ученым. В вопросах оценки экологической опасности тех или иных факторов ученые и специалисты пользуются наибольшим доверием населения, но только не по вопросу чернобыльской аварии. Выводам как отечественных, так и зарубежных ученых по радиологическим последствиям аварии доверяет не более 15% опрошенных.
- Различия в восприятии риска. Более опасные химические риски явно недооцениваются общественным мнением, а опасность атомной энергетики сильно преувеличивается. Поскольку для общества **социальная значимость** является не менее важной характеристикой риска, чем его опасность, просветительская деятельность сегодня должна ориентироваться в первую очередь на факторы общественной приемлемости риска.
- Необходимость государственной информационной политики по обеспечению устойчивого развития. Реализовывать эту политику должны не только органы государственного управления различных уровней в целом, но и Минатом России в особенности.

ОБЩЕСТВЕННОЕ ВОСПРИЯТИЕ ВОЗМОЖНОСТИ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В БЕЛАРУСИ

Груша Н.М., Михалевич А.А.

Институт проблем энергетики НАН Б (г. Минск, Беларусь)

Тушин Н.Н.

Международный экологический университет им. А.Д.Сахарова

В качестве одного из возможных путей решения энергетической проблемы в республике рассматривается атомная энергетика. В средствах массовой информации ведутся дискуссии по энергетическим проблемам. Одним из важнейших аргументов противников атомной энергетики является “чернобыльский синдром”, которому подвержена значительная часть населения республики после аварии на Чернобыльской АЭС.

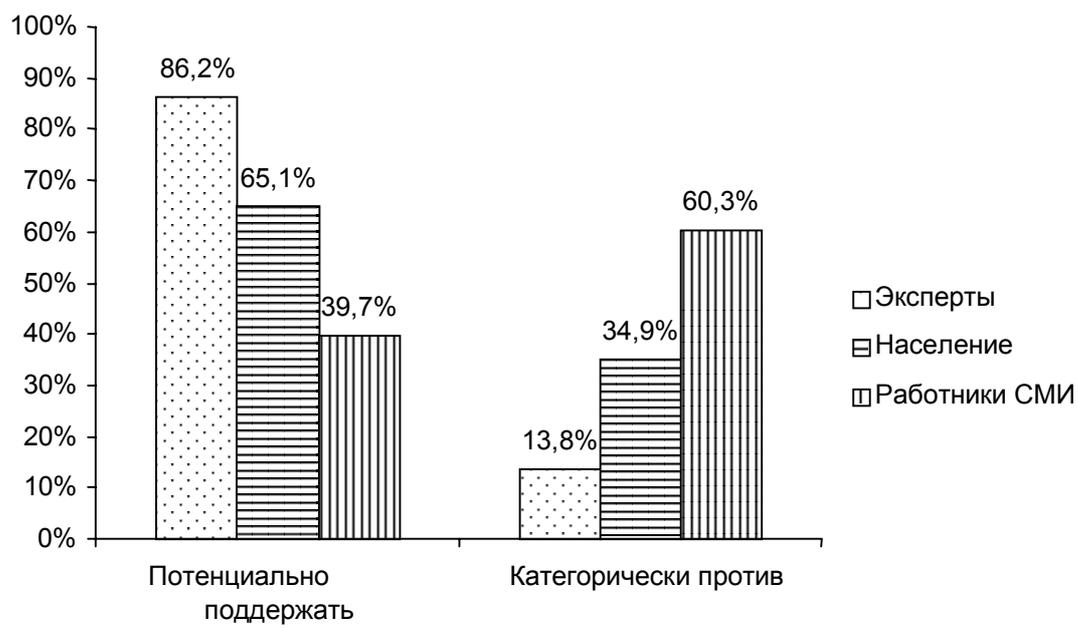
Для выявления отношения населения к возможным путям преодоления энергетического кризиса и перспективам развития атомной энергетики в республике проводится социологический мониторинг общественного мнения. За период 1995-1998 годы осуществлено три социологических исследования на данную тему.

Первое социологическое исследование было проведено в августе-сентябре 1995 года. Опрашивались различные категории населения. На вопрос “Должен ли быть принят в Беларуси проект строительства АЭС?” - 40.9% опрошенных ответили - “Да”, 39% - “Нет” и 19.2% - “Затрудняюсь ответить”.

Второе социологическое исследование было проведено в сентябре-ноябре 1997 года. Опрашивались население и “эксперты”, под которыми в данном исследовании понимались представители науки, специалисты системы образования, управленцы различных уровней и т.д.

В продолжении мониторинга осенью 1998 года проведено третье социологическое исследование, в котором наряду с населением проводился опрос работников СМИ. При опросе работников СМИ обратила на себя внимание их жесткая и воинствующая позиция против возможного строительства АЭС.

Результаты последних двух исследований показали, что работники СМИ и эксперты по вопросу о возможном строительстве АЭС занимают диаметрально противоположные позиции. Исследования также показывают, что в период с 1995г. по 1998г. отношение населения республики к возможности строительства АЭС существенно не изменялось. Треть населения категорически против строительства, а остальные потенциально готовы его поддержать при соблюдении ряда условий, связанных с обеспечением безопасности населения и безаварийностью эксплуатации АЭС.



РАДИАЦИОННАЯ ЭКВИВАЛЕНТНОСТЬ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ВЫСОКОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ ЯТЦ

Ганев И.Х.
НИКИЭТ (г. Москва, Россия)

В качестве необходимых условий развития перспективной крупномасштабной ядерной энергетики можно назвать естественную, т.е. основанную на законах природы, безопасность ядерных реакторов и естественную безопасность ЯТЦ. Большое внимание со стороны общества привлекает безопасное обращение с радиоактивными отходами и, в первую очередь с долгоживущими высокоактивными компонентами. Можно предположить, что естественная безопасность будет достигнута, если эквивалентная по вредному воздействию на человека активность долгоживущих компонентов отходов при их окончательном захоронении не превысит активности потребленного природного урана (U_{np}). Ядерная энергетика станет в определенном смысле безотходной, так как в недра направят эквивалентную активность, равную активности взятого из недр урана.

Основное влияние на безотходность ЯТЦ оказывает степень извлечения элемента при переработке топлива. Для вариантов по доле ξ элементов, поступающей в отходы, может быть рассчитана радиационно-миграционная эквивалентная активность отходов актиноидов ($A_{p/M-ЭВ}$, Ки/т продуктов деления), образующихся в равновесном состоянии замкнутого топливного цикла естественно-безопасного реактора, например БРЕСТ-300.

Изучение влияния на достижение баланса доли в отходах плутония, урана и нептуния позволило заключить, что:

- желательным является снижение доли плутония в отходах с 1 до 0,1%;
- переход на 0,01 % в отходах мало влияет на достижение баланса в начале и середине действия ядерной энергетики, однако к концу действия разница во времени достижения баланса при доле в отходах ОД и 0,01 % становится существенной, что стимулирует внедрение методов с извлечением из топлива при переработке 99,99 % или 0,01 % плутония в отходах;
- разница в долях урана в отходах от 1 до 0,01 % не сказывается на времени достижения баланса, но влияет на массу отходов.

Важны операции ЯТЦ, влияющие на обращение с долгоживущими компонентами высокоактивных отходов. Стронций используется как источник тепла, цезий - в облучательных установках. Дальнейшее расширение используемого списка нуклидов из числа продуктов деления приближает состояние безотходности ядерной энергетики. Извлечение йода и технеция при переработке топлива позволяет трансмутировать ^{129}I и ^{99}Tc в стабильное состояние в потоке нейтронов.

Длительная (200 лет) контролируемая выдержка отходов перед их окончательным захоронением в приповерхностном хранилище с воздушным охлаждением позволяет достичь состояния баланса между эквивалентной активностью долгоживущих компонентов высокоактивных отходов и активностью сырья.

Рециклирование конструкционных материалов с долей, направляемой в отходы 1% способствует достижению баланса активности отходов и сырья.

Соизвлечение с ураном радия (^{226}Ra) и тория (^{230}Th) с их последующей трансмутацией технически возможно, снижает активность хвостохранилищ и облегчает достижение радиационного баланса.

СТЕНДОВЫЕ ДОКЛАДЫ

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ РЕАКТОРЫ НИИП. ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ СТОЙКОСТИ ИЗДЕЛИЙ ОТЕЧЕСТВЕННОЙ ЭЛЕКТРОНИКИ И ЭЛЕКТРОТЕХНИКИ

*Членов А.М., Улимов В.Н., Маркитан Д.И., Болдин В.Ф., Зинченко В.Ф., Чернов В.М.,
Ноздрачев С.Ю.*

Научно-исследовательский институт приборов (г. Лыткарино, Моск. область, Россия)

В докладе приведены сведения по работам, проводимым в НИИ Приборов с использованием ядерных материалов за период 1964÷2000г.г. За тридцать лет использования исследовательских реакторов НИИП испытаниям подверглись материалы, изделия электронной техники, электротехники и радиоэлектроники (≈ 20300 типов, 300000 шт.).

В последнее время возрос интерес к исследованиям воздействия гамма-излучения ИЯР на изделия электронной техники (ИЭТ). Законченные теоретические модели для описания указанных эффектов пока отсутствуют. Поэтому эксперименты, проводимые на ИЯР по исследованиям интегральных дозовых эффектов в ИЭТ имеют важное значение с точки зрения разработки и уточнения физических моделей переходных процессов в МОП- приборах при импульсном наборе дозы в широком диапазоне длительностей импульса ионизирующего излучения.

Совершенствование методов испытаний, следовавшее за все более полным пониманием процессов, происходящих в полупроводниковых и диэлектрических материалах изделий электронной техники, позволило, не изменяя состав исследовательских реакторов НИИП, постоянно повышать достоверность испытаний ИЭТ.

В настоящее время актуальной остается проблема обеспечения работоспособности радиоэлектронной аппаратуры (РЭА) в условиях воздействия протонного лучения космического пространства. В НИИП разработаны и успешно апробированы методики замены при испытаниях РЭА протонного излучения гамма- нейтронами.

В результате расчетных и экспериментальных исследований, проведенных в НИИП, показано, что комплексное воздействие нейтронного излучения ИЯР и гамма-излучения изотопных гамма-установок позволяет вполне корректно моделировать радиационные эффекты, вызываемые протонами космического пространства не только в дискретных ИЭТ, но и в сложных схемах РЭА.

РЕКОНСТРУКЦИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО БАСЕЙНОВОГО РЕАКТОРА ИРВ-М1 (НИИП)

Членов А.М., Маркитан Д.И.

Научно-исследовательский институт приборов
(г. Лыткарино, Московская область, Россия)

Хмельщиков В.В., Трушкин В.И.

НИКИЭТ (г. Москва, Россия)

Исследовательский статический бассейновый реактор ИРВ-М1 мощностью 2,0 МВт был создан для исследований в области радиационной стойкости материалов и изделий электронной техники и электротехники. Конструкция отражателя и экспериментальных каналов обеспечивали формирование потоков нейтронов с жестким спектром, необходимого для выполнения поставленных задач.

В 1991 г. реактор был остановлен с целью проведения обследования состояния бассейна реактора и технологических систем. По результатам обследования было принято решение о реконструкции реактора.

Целью реконструкции реактора (новое название – реактор ИРВ-М2) является:

- повышение его рентабельности за счёт использования реактора в работах гражданского назначения, в частности, в исследовательских работах в области безопасности АЭС, проводимых в институте, нейтронного легирования монокристаллов кремния при сохранении возможности использования реактора в работах в области исследования радиационной стойкости материалов и изделий электронной техники;
- повышение безопасности реактора.

В 2000-м году проект (ТЭО) реакторной установки ИРВ-М1 завершён.

Основным отличием реактора ИРВ-М2 от реактора ИРВ-М1 являются:

- использование графитового отражателя взамен «воздушного», позволившего увеличить плотность нейтронного потока заданного спектра;
- создание технологической схемы первого контура, исключающей обезвоживание активной зоны в аварийных ситуациях;
- использование оригинальных экспериментальных устройств для облучения слитков кремния диаметром до 200 мм;
- использование в СУЗ современного, аттестованного аппаратного комплекса, разработанного ГУП «Элегия».

Проект реконструкции прошёл экспертизу в соответствующих надзорных органах России, Государственную экспертизу и утверждён Минатомом РФ

После завершения работ по реконструкции реактора спектр проводимых на нем работ будет существенно расширен.

СПОСОБЫ ПРЕДОТВРАЩЕНИЯ РЕАКТИВНОСТНЫХ АВАРИЙ

Ж.С. Такибаев

Национальный ядерный центр Республики Казахстан

Дальнейшее развитие атомной энергетики напрямую зависит от решения задачи предотвращения возможных аварий в работе атомного реактора, вырабатывающего энергию на атомных электростанциях.

I. Для улучшения эксплуатационных характеристик ядерного реактора все чаще применяют быстродействующие конструкции его аварийной защиты. В настоящее время разрабатываются средства прямодействующей аварийной защиты (ПАЗ), реагирующие на саму причину аварии – рост плотности нейтронного потока в активной зоне (АЗ). Нами [1] рассчитано время срабатывания единичного газожидкостного ПАЗ по гашению скачка реактивности в АЗ реактора.

Определено возможное изменение общей мощности реактора с газожидкостными ПАЗ и показан вариант их размещения в АЗ реактора. Выдвинута идея использовать в ПАЗ делящиеся элементы, нагревание которых следует с некоторым запозданием за ростом потока нейтронов [2-4]. Это системы содержащие ураносодержащий биметалл - порошковый поглотитель, или гексафторид урана - порошковый поглотитель.

В настоящей работе рассматривается система: гексафторид урана - жидкий поглотитель (раствор гадолиния). ПАЗ размещается в трубе штатной тепловыделяющей сборки (ТВС) реактора. Рабочий цилиндр заполнен гексафторидом урана, давление в котором растет пропорционально потоку нейтронов, проходящего через него, и при превышении относительного потока нейтронов над выбранным, для начала гашения аварии поглощающая жидкость выталкивается в межцилиндровое пространство. Поршень в нижнем цилиндре срабатывает при температуре гексафторида урана $T < T_0$ (где T_0 - температура газа при $\phi/\phi_0 = 1$) для очистки межцилиндрового пространства от поглотителя. Действие элемента газожидкостной ПАЗ в случае реактивной аварии включает в себя четыре режима:

- а) стационарный (реактор работает при номинальной мощности и плотности потока нейтронов ϕ_0): давление UF_6 в рабочей части ПАЗа (P_0) уравнивается давлением инертного газа;
- б) поступление поглотителя вслед за началом аварии: давление UF_6 в цилиндре повышается $P > P_0$, что приводит к вытеснению жидкости из резервуара в объем ПАЗ и к прекращению аварии;
- в) состояние конечного блокирования аварии;
- г). состояние стабилизации. Завершение аварии: плотность потока нейтронов $\phi \rightarrow \phi_0$, газ в приборе остывает и открывает клапан очистки; поглотитель выводится из объема ПАЗ.

Рассчитано время адаптации ПАЗ к выполнению функции «защита», которая для реактора ВВЭР-1000 в случае реактивной аварии в виде скачка реактивности на 0,003 срабатывает через 0,12с, полностью превращается в «стержень защиты» через 1,49с, гасит аварию и самоочищается в течение 3с после начала аварии. Если разместить ПАЗы по принятой для реакторов системе управления и защиты, то они

окажут аналогичное стержню защиты действие на активную зону реактора и, обладая высокой степенью быстродействия, простотой исполнения, отсутствием механических деталей, способностью самовосстанавливаться предотвратят развитие реактивной аварии уже на первых двух секундах от ее начала при общем снижении мощности реактора на 0,006% [5-6].

II. Нами предлагается новая система для ввода поглотителей, по мере необходимости, дискретно, по заранее определенной дозе в АЗ реактора. По этой схеме блоки, составленные из поглотителя, могут быть несколько раз друг за другом по мере необходимости введены в АЗ. Это означает, что вносится отрицательная реактивность, причем дискретно. Вводя дозированно отрицательную реактивность, мы регулируем работу реактора. Такое регулирование возможно и путем вытаскивания части самого топлива из АЗ. Это делается таким же способом, как в случае введения поглотителя в АЗ. И в том, и в другом случаях задача одна – быстрое введение в АЗ отрицательной реактивности для предотвращения больших аварий ядерного реактора. В работе [7] эта задача решается путем применения биметаллических элементов.

1. Такибаев Ж.С. и др. – Вестник КазГУ им. Аль-Фараби, №6, 1999 г., с.176.
2. Такибаев Ж.С. Fujii-e Simposium, March 8, 1996 у., Токио,Japan, p.225.
3. Такибаев Ж.С. Международная научно-практическая конференция «Ядерная энергетика в Республике Казахстан, перспективы развития» (ЯЭ-96), 24-26 июля 1996 г., Актау. Тезисы докладов, с.71.
4. Такибаев Ж.С. - Известия Министерства науки-Академии наук РК, серия физ.-мат. №2, 1997 г. с.54-62.
5. Владимиров В.И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов. М. Энергоатомиздат, 1986 г. 546 с.
6. Такибаев Ж.С. – Атомная энергия, т.90, вып.1, 2001, с.63.
7. Такибаев Ж.С., Юшков А.В. и др. Атомная энергия, т.87, вып.2, 1999 г. с.153.

МЕТОД ОЦЕНКИ КАПИТАЛЬНЫХ ЗАТРАТ НА СТРОИТЕЛЬСТВО АЭС С УЧЕТОМ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ И РИСКА

Рубен Мурадян
Энергетический Стратегический Центр
Ваге Варданян
ЗАО "Институт Энергетики"

Строительство АЭС требует значительных инвестиций, и некоторые отклонения от графика строго запланированных затрат могут привести к крайне неблагоприятным последствиям.

Такая ситуация чревата возникновением серьезных проблем во взаимоотношениях с кредиторами, так как возникает необходимость изыскания краткосрочных высокоставочных кредитов для решения темпоральных финансовых проблем строительства, а также срывом выполнения графика строительных работ, и т.д. Все отмеченные факторы в конечном итоге приводят к повышению стоимости проекта, следовательно, повышается себестоимость выработки электроэнергии на АЭС, снижается ее конкурентоспособность на электроэнергетическом рынке.

При сооружении АЭС приходится учитывать и ряд особенностей, связанных со спецификой технологического процесса, с постоянно повышающимися требованиями к надежности работы оборудования и систем, а также к обеспечению радиационной безопасности.

Таким образом, особое значение принимает тщательное финансовое планирование подготовительной и строительной стадии АЭС с учетом оценки факторов риска. Предложенный метод учета влияния рисков основан на методе так называемого "дерева решений".

С помощью предложенного метода можно оценить инвестиции на строительство АЭС для спектра прогнозов величин поэтапных инвестиций и в результате получить ожидаемое значение капитальных затрат, в которых учитываются финансовые риски строительства.

Данная методика может быть успешно применена в среде стохастических методов оценки риска отклонения инвестиций от плановых значений.

ПРОБЛЕМЫ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКОВ АЭС

В.К. Зимин – ВНИИАЭС

С.А.Немытов – концерн «Росэнергоатом»

Вывод энергоблока АЭС из эксплуатации - завершающий этап жизненного цикла блока АЭС, на котором выполняются работы по переводу окончательно остановленного блока в радиационно-безопасное состояние. Решение этой комплексной задачи состоит из решения следующих основных проблем: нормативно-законодательной, технической, проблемы обеспечения безопасности, социальной и финансовой, которая в России является одной из ключевых проблем при решении задачи по выводу блоков АЭС из эксплуатации.

Выработка проектного срока службы блоков АЭС первого поколения заставляет эксплуатирующие организации всего мира интенсивно заниматься работами по подготовке и выводу из эксплуатации этих блоков.

Анализ российского и международного опыта показывает, что существующее состояние науки, техники и промышленности позволяет решить технические проблемы, в том числе организационные и кадровые, проблемы обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации на основе существующих оборудования, методов, средств и технологий.

Законодательная и нормативная база, регламентирующая вопросы вывода блоков АЭС из эксплуатации и обращению с радиоактивными отходами, которая развивается, не столь динамично, может быть разработана и приведена в соответствие с действующими нормами и правилами в течение ближайших трех пяти лет.

Решение социальной проблемы, характерной для российской атомной энергетики и связанной с наличием разветвленной социально-экономической структуры вокруг многоблочных площадок АЭС, обеспечивается комплексным подходом к управлению сроком службы площадки АЭС, в котором вывод из эксплуатации является составной частью.

Выполнение работ по вышеперечисленным проблемам требует достаточных финансовых средств, формирование которых в настоящее время только начинается. Существующий порядок формирования фонда на вывод из эксплуатации и его величина не соответствуют реальным потребностям атомных станции и концерна «Росэнергоатом» для планомерного и полномасштабного решения задач вывода из эксплуатации блоков АЭС отработавших назначенный срок службы. Проведенные технико-экономический расчет стоимости работ по выводу из эксплуатации блоков АЭС концерна «Росэнергоатом», обоснование норматива отчислений в специальный фонд, а также опыт работ по подготовке и выводу из эксплуатации блоков первых атомных электростанций на Белоярской и Нововоронежской АЭС показали, что в сложившейся экономической ситуации норматив отчислений должен составлять не 1,3%, а 9,8 % от стоимости реализованной электроэнергии и состоять из расходуемой и накапливаемой частей.

ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПРОМЫШЛЕННЫХ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ. ОБРАБОТКА И ЗАХОРОНЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Абрамов М.И., Петров А.А., Филинов В.Н.
(ГУП НИКИЭТ)

Рассматриваются концепции, проекты и технологии, предлагаемые для обработки и захоронения радиоактивных отходов промышленных уран-графитовых реакторов.

Основными критериями при выборе технических решений по выводу реакторов из эксплуатации являются:

- обеспечение безопасности персонала, населения и окружающей среды;
- создание условий безопасной выдержки оставшегося оборудования;
- использование реакторных зданий в качестве хранилищ;
- создание системы защитных барьеров вокруг радиоактивных отходов;
- сохранение возможности демонтажа оставшегося оборудования.

При разработке проектов принято положение о том, что после выгрузки топлива, слива теплоносителя, отключения кабелей систем управления и защиты реактор переходит в стадию радиоактивных отходов, расположенных в здании. В этом случае к нему должны предъявляться требования по безопасности, как к хранилищу радиоактивных отходов.

Система защитных барьеров обеспечит необходимые условия длительной выдержки:

- ограничение воздухообмена между реактором и окружающей средой;
- исключение поступления грунтовых и дождевых вод к «захороненным» отходам;
- защита от техногенных и природных воздействий;
- снижение скорости миграции радионуклидов из «захоронения»;
- передача информации о «захоронении» будущим поколениям.

В качестве защитных барьеров предлагается использовать конструкции активной зоны и дополнительно введенные природные материалы на основе бентонитовых глин:

- металлические конструкции;
- стены бетонной шахты;
- строительные конструкции;
- бетон в баках металлоконструкции «Л» и глинистые смеси, введенные в реакторное пространство.

Для захоронения накопленного в хранилищах радиоактивного графита выбраны технология обработки и изоляции глинистыми консервантами.

Реализация проектных решений обеспечит приведение модулей хранения в состояние длительной выдержки на срок 100 и более лет.

Ведутся исследования по созданию хранилищ радиоактивных отходов для выдержки в течение 200-300 лет, что позволит решить проблему по глубинным геологическим захоронениям и возвращению материалов в повторное использование.

ЕМКОСТЬ ДЛЯ ТРАНСПОРТИРОВАНИЯ И ХРАНЕНИЯ ТВЕРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

В.П. Якимцов, И.Б. Капустина

Институт радиационных физико-химических проблем НАН Б

В процессе эксплуатации атомных электростанций образуется количество радиоактивных отходов (РАО) низкого и среднего уровня активности, которые после перевода в отвержденное состояние подлежат транспортированию и длительному хранению.

Применяемые в настоящее время для этих целей металлические контейнеры имеют ряд недостатков: большой расход металла на их изготовление, возможность утечки радиоактивных веществ вследствие коррозии металла, высокая стоимость и др.

В ИРФХП разработана конструкция емкости для транспортировки и хранения твердых РАО. В качестве конструкционного материала для ее изготовления предлагается использовать полиэтилен высокого давления. Полиэтилен, являясь одним из наиболее доступных и дешевых полимеров, обладает химической инертностью, высокой водо- и радиационной стойкостью. Установлено, что изделия из полиэтилена высокого давления выдерживают дозы порядка 10^6 Гр без заметного изменения физико-механических свойств.

В корпусе емкости расположена решетчатая конструкция из взаимно связанных вертикальных и горизонтальных стержней, жестко связанная с корпусом и днищем. После заполнения емкости твердыми РАО, например, золой, предварительно смешанными с ненасыщенной полиэфирной смолой и отвердителем, в емкость вставляют крышку и приваривают ее к стенкам корпуса, тем самым обеспечивая полную герметизацию.

Предлагаемая емкость может найти применение для захоронения зольных остатков от сжигания растительной массы, полученной при ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС.

РЕГУЛИРУЮЩЕЕ УСТРОЙСТВО СИСТЕМЫ АВАРИЙНОГО ОХЛАЖДЕНИЯ АЭС

Л. И. Колыхан, Ю. В. Клименков, В. В. Воробьев, Ю. А. Голубничий
ИПЭ НАН Б (г. Минск, Беларусь)

Рассмотрены результаты экспериментального исследования аварийного расхолаживания на крупномасштабной теплофизической модели СПОТ с регулирующим расход охлаждающего воздуха устройством новой конструкции. Его отличительные особенности:

- а) встречный поворот лопастей шибера;
- б) наличие упругих торцевых элементов, гарантирующих уплотнение лопастей в режиме "горячего" резерва;
- в) использование П-образного дефлектора, препятствующего закрытию лопастей при малых ($<10^\circ$) углах поворота;
- г) использование в передаточном механизме устойчивых гибких связей, позволяющих минимизировать величины зазоров и сил трения в сочленяемых узлах конструкции.

Показано, что при заданном темпе снижения тепловой мощности от 0,02 до 0,07 кВт/с, приходящейся на одну петлю охлаждения в модели СПОТ, наблюдалось постепенное уменьшение давления в контуре установки со средней скоростью $(2,2 \div 2,5) \cdot 10^{-4}$ МПа/с.

В соответствии с изменением давления пассивным образом происходило плавное закрытие лопастей шибера от 65° до 0° . Тем самым обеспечивалось регулирование интенсивности отвода тепловой энергии в окружающую среду. При этом не возникало колебательных процессов.

Получены обобщающие зависимости для расчета гидравлического сопротивления шибера в зависимости от его проходного сечения и геометрических характеристик дефлекторов. Показано, что в новой конструкции шибера практически исключено влияние аэродинамических сил на положение его лопастей, что предотвращает возникновение колебаний лопастей для области углов близкой к их закрытию в отличие от ранее реализованных конструкций шиберов.

Разработанная и испытанная модель регулирующего расход воздуха устройства может быть применена при проектировании регулирующего устройства СПОТ, а также для других энергетических производств.

ЧТО ЗНАЮТ ЖИТЕЛИ БЕЛАРУСИ О РАДИАЦИИ И ЭНЕРГЕТИКЕ?

С.В.Ващенко

Председатель женской секции ООБелЯО и Национальной группы WIN.

Проблемы энергетической стратегии и надежного энергообеспечения республики тесным образом переплетаются с плохой информированностью населения о фактическом влиянии на окружающую среду тепловых и атомных станций. Непродуманные решения в области энергетической политики, не получившие серьезного информационного и образовательного подкрепления, могут вызвать их неприятие и создать психологическую напряженность в обществе. Для выяснения существующих у граждан представлений по радиационно-энергетической тематике было проведено анкетирование жителей Беларуси, проживающих в различных регионах республики, включая наиболее радиационно-загрязненные области. На вопросы анкеты отвечали люди разного возраста, образования и профессий, в том числе и медицинские работники.

Анализ ответов показывает, что подавляющее большинство жителей имеют довольно смутное представление о радиации, причем они часто обладают неверными и противоречивыми знаниями, особенно женщины. Так на вопрос "Каковы основные источники естественного радиационного фона?" 70% респондентов (женщин более 80%) полагают, что это радиоактивное излучение от Чернобыльской станции. Такой ответ объясняет страх перед атомной энергетикой, что является одним из серьезных и долговременных последствий Чернобыльской аварии. О существенном вкладе радона в формирование естественного радиационного фона знает меньше половины респондентов (женщин только 27%).

Ответы на вопросы, связанные с энергетикой, показали низкую информированность населения об экологических преимуществах и недостатках, присущих тепловым и атомным станциям. Большинство опрошенных (около 80%) не знают о таких важнейших экологических достоинствах атомной энергетики, как отсутствие выбросов CO₂ и сохранение в атмосфере кислорода, что по-видимому является одной из причин негативного отношения к АЭС. Другой важной причиной недоверия общественности к атомной энергетике является отсутствие знаний об условиях хранения радиоактивных отходов в специальных сооружениях.

Радиация стала удобной причиной объяснения многих негативных явлений в современной жизни республики. Весьма показательно, что подавляющее большинство респондентов (90%), как мужчин так и женщин, уверены, что рост различных заболеваний вызван исключительно Чернобыльской аварией. Примечательно, что такого мнения придерживается опрошенный средний медицинский персонал, а также некоторая часть врачей.

Низкий уровень знаний населения связан с тем, что граждане в основном получают информацию о ядерных технологиях из СМИ, в которых громко слышен голос «зеленых», а они распространяют часто искаженные и ложные сведения, причем, делают это в эмоционально насыщенной форме, обращаясь не только к голове, но и к сердцу слушателей. В отличие от них ученые профессионалы часто пренебрегают чувственной стороной восприятия информации и не придают этому должного значения. По большей части стиль специалистов при встречах с общественностью носит серьезный академический характер. К тому же на радио и телевидении очень мало популярных, интересных и понятных широкому зрителю передач и сообщений по ядерно-энергетической тематике. Для повышения радиационной грамотности необходимо расширять формы работы с населением и использовать такую эффективную методику, как тренинг, которая вовлекает в активный процесс обучения всех участников и позволяет им не только разобраться в рассматриваемой проблеме, но и отработать практические навыки, исходя из цели тренинга.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПОЧВ ГОМЕЛЬСКОЙ ОБЛАСТИ БЕЛАРУСИ АМЕРИЦИЕМ-241

Груша Н.М., Брылева В.А., Герменчук М.Г., Жукова О.М., Еремина А.Н.

Изучение длительного воздействия альфа-излучающих нуклидов Pu и ^{241}Am на многие поколения населения и экосистему в целом, выявление путей и закономерностей миграции этих радионуклидов является одной из задач в комплексе исследований по ликвидации последствий аварии в Чернобыле, так как в настоящее время продолжается дальнейшее увеличение общей альфа-активности за счет естественного распада бета-излучающего изотопа плутония-241 с образованием альфа-излучающего изотопа америция-241. В результате примерно через 70 лет после аварии суммарная альфа-активность достигнет максимума, превысив активность изотопов плутония более чем в 2 раза.

Следует подчеркнуть, что альфа-излучающие радионуклиды относятся к категории наибольшей радиационной опасности, поэтому актуальность контроля и прогнозирования накопления альфа-излучающих радионуклидов будет сохраняться длительное время и потребует значительных усилий по определению содержания этих нуклидов в почвах конкретных населенных пунктов для отнесения их к той или иной зоне радиоактивного загрязнения и построения детальных карт. В настоящее время установлена большая неоднородность содержания альфа-излучающих изотопов плутония и ^{241}Am в пределах небольших территорий ($<1\text{ км}^2$) и даже отдельных населенных пунктов, что требует крупномасштабного картирования территорий, отражающего все особенности рельефа, ландшафта местности и строения почвенного покрова и позволяющего выявлять возможные критические локализации радионуклидов.

Мониторинг пост-Чернобыльского загрязнения почв, атмосферного воздуха и поверхностных вод в Беларуси относится к ответственности РЦКМ Госкомгидромета Беларуси. За истекший после аварии на ЧАЭС период времени в базе данных этой организации накопилось большое число измерений проб почв на предмет загрязнения их изотопами плутония (сумма плутониев 238-240), которые позволили получить картину загрязнения этими изотопами территории Беларуси, однако данных по загрязнению почв Беларуси америцием-241 для построения карт в банке недостаточно.

В настоящее время в ИПЭ разработан метод, позволяющий ликвидировать этот пробел и сделать прогнозные оценки на будущее, используя имеющуюся базу данных РЦКМ Госкомгидромета Беларуси по изотопам плутония. Предлагаемый метод на основе измерения удельной активности какого-либо одного актиноида на конкретном участке почвы и расчетных данных по составу радионуклидов в разрушенном реакторе ЧАЭС в момент аварии позволяет определить содержание всех остальных актиноидов до любого заданного отрезка времени. В частности, с помощью измеренной активности какого-либо изотопа плутония может быть определена активность америция-241. В докладе показана возможность получения карт загрязнения территории Беларуси америцием-241 на примере построения карты Гомельской области.

РАДИОНУКЛИДНОЕ ЗАГРЯЗНЕНИЕ ТЕРРИТОРИИ БЫВШЕГО СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ПОЛИГОНА

О.И. Артемьев, М.А. Ахметов, Л.Д. Птицкая

Институт радиационной безопасности и экологии Национального ядерного центра
(г. Курчатов, Республика Казахстан)

На территории Семипалатинского испытательного полигона (СИП) практически завершились работы по ликвидации его военной инфраструктуры и связанное с этим изучение радиационной обстановки и радионуклидного загрязнения на испытательных ядерных площадках. Эти работы проводились при закрытии штолен, большинство из которых было использовано для подземных ядерных испытаний (на площадке "Дегелен"); при ликвидации шахтных пусковых установок (ШПУ) для межконтинентальных баллистических ракет и скважин, подготовленных для подземных ядерных взрывов (на площадке "Балапан"). Параллельно выполнялось маршрутное обследование площадки "Опытное поле", где проводились атмосферные ядерные испытания, а также площадное обследование южной части полигона, включая населенные пункты временного и постоянного проживания населения, занимающегося сельскохозяйственной деятельностью. Представлены основные результаты работ, проведенных за это время.

На территории полигона активизируется хозяйственная деятельность. Именно это обстоятельство требует незамедлительного проведения необходимых работ по оценке радионуклидного загрязнения полигона с последующей разработкой рекомендаций по использованию земель с точки зрения радиационной безопасности.

Для решения поставленных задач проводятся полевые радиометрические измерения и лабораторные анализы отобранных проб для определения долгоживущих биологически опасных радионуклидов, содержание которых в почвах, растительном покрове и водных источниках СИП обусловлено ядерными испытаниями.

На большей части территории полигона в настоящее время радиационная обстановка находится на уровне фоновых значений. Однако остаются участки с повышенными уровнями загрязнения земной поверхности, искусственные водоемы, образованные ядерными взрывами, котловые полости подземных ядерных взрывов в штольнях и скважинах. Общий запас цезия-137 на полигоне оценивается равным 3000 Ки. Запас стронция-90 оценивается величиной около 2500 Ки.

РЕАБИЛИТАЦИЯ ТЕРРИТОРИЙ, ЗАГРЯЗНЕННЫХ В РЕЗУЛЬТАТЕ АВАРИИ НА ЧЕРНОБАЛЬСКОЙ АВАРИИ

В.Н.Соловьев, А.Ж.Гребеньков, И.Г.Плещанков, С.Г.Щекина, А.П. Якушев
Институт проблем энергетики НАН Б (г. Минск, Беларусь)

В результате аварии на Чернобыльской АЭС загрязнена территория 15 областей России, 30% территории Беларуси, 15% территории Украины. Значительная часть загрязненных радионуклидами лесных массивов выведена из хозяйственного оборота. В таких лесах снижается уровень биологического разнообразия, накапливается сухостойная и перестойная древесина, повышается опасность возникновения пожаров и вторичного загрязнения лесных территорий. Жители населенных пунктов вблизи лесных массивов широко пользуются дровами как топливо, при этом получая дополнительное облучение. Динамика накопления радиоактивных изотопов Cs, Sr в древесине имеет в последние годы крайне нежелательные тенденции с ростом доли подвижных форм изотопов и более глубокого их проникновения в ствольную часть древесины.

На основе результатов научных исследований в рамках отечественных и международных проектов, а также инженерно-технологических проработок по Белорусско-Российской были предложены меры по хозяйственной деятельности в лесах региона, а также дезактивацией отдельных участков загрязненных лесных территорий. Концепция реабилитации загрязненных лесных территорий включает, основана на получении положительного экономического эффекта при отсутствии роста доз населения региона.

Технологическая цепочка хозяйственно-реабилитационной деятельности включает:

- Выбор площадок для размещения мобильных деревообрабатывающих комплексов и дезактивацию выбранных участков и "горячих" пятен вблизи населенных пунктов, вдоль дорог.
- Плановую рубку леса, трелевку, складирование сортиментов, внедрение специальной практики лесного хозяйства, а также посадка альтернативных быстрорастущих пород;
- Производство нормативно чистой товарной продукции (брус, шпалы, пиловочник и др.) за счет окорки и удаления верхних загрязненных радионуклидами слоев древесины. Контроль выпускаемой продукции, транспортировка ее на склады для реализации;
- Классификацию и сортировку результирующих древесных отходов (кора, опилки, стружка, горбыли и обрезки) по номенклатуре и удельной активности. Использование условно чистых отходов в качестве биотоплива на энергетических предприятиях республики при централизованном производстве электроэнергии и тепла на биоэнергетических установках. Опилки используются как сырье для производства пеллет.
- -Переработку и утилизацию радиоактивных древесных отходов в качестве топлива для производства электроэнергии (и тепла) на собственные нужды комплекса непосредственно на участке с использованием топки-котла или газогенераторная электростанция малой мощности.
- -Поставку и утилизацию условно "чистого" биотоплива на энергетические установки, очистку дымовых газов от радиоактивных аэрозолей при сжигании биотоплива;
- -Обращение с золовыми отходами согласно существующим положениям с иммобилизацией и выводом из биологического цикла наиболее подвижных форм радиоизотопов чернобыльского происхождения.

Преимущество данной технологии в том, что она имеет замкнутый цикл производства и самообеспечивает себя энергией и теплом, выработку лесной и энергетической продукции при конверсии отходов биомасс. Проведена технико-экономическая и экологическая оценка всей технологической цепочки и отдельных ее составляющих. Реализация технологии позволит вовлечь значительные сырьевые и топливно-энергетические ресурсы с постепенной реабилитацией загрязненных лесных территорий.

СИСТЕМА ПАССИВНОГО ОТВОДА ТЕПЛА АЭС НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

Полуничев В.И., Плеханов А.А., Шумайлов Г.П.

Опытное конструкторское бюро машиностроения (г. Нижний Новгород, Россия)

Институтом Атомэнергопроект совместно с ВНИИАМ, ОКБ ГП, Институтом проблем энергетики национальной академии наук Белоруссии, ОКБМ и др. на протяжении ряда лет выполняется комплекс исследований в обоснование разрабатываемых для АЭС нового поколения систем пассивной безопасности, в том числе системы пассивного отвода тепла (СПОТ) к атмосферному воздуху.

Эта система включает в себя воздушные теплообменники-конденсаторы, которые по пароводяному тракту соединены с парогенераторами. Охлаждение теплообменников осуществляется атмосферным воздухом, естественная циркуляция которого организуется с помощью тяговых труб.

СПОТ используется в нескольких аварийных режимах АЭС и поддерживается при нормальной работе станции по разным алгоритмам, предусматривающим, в том числе, регулирование мощности путем регулирования расхода воздуха в тяговых трубах в зависимости от уровня остаточных тепловыделений в реакторной установке, температуры наружного воздуха, скорости расхолаживания.

С этой целью в систему СПОТ введены регулирующие устройства, которые предназначены для работы в следующих режимах:

- регулирование расхода воздуха через теплообменник СПОТ при авариях с полной потерей источников переменного тока и плотном первом и втором контуре (режим "горячего" резерва);
- обеспечение быстрого ввода в работу теплообменника СПОТ с максимальной эффективностью при авариях с полной потерей источников переменного тока и течах в первом или втором контуре (режим аварийного расхолаживания);
- поддержание теплообменника СПОТ в режиме ожидания и уменьшения потерь тепла в окружающую среду в режимах нормальной эксплуатации АЭС (режим ожидания).

Выполнены расчетные и экспериментальные исследования элементов системы и СПОТ в целом с точки зрения обеспечения устойчивого режима отвода остаточных тепловыделений реактора к атмосферному воздуху в аварийных режимах со скоростью, при которой давление в парогенераторе поддерживается в заданном диапазоне давлений максимально долгое время (не менее 24 часов).

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ И РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ОХЛАЖДЕНИЕМ

А.Д. Ефанов, А.П. Сорокин

Государственный Научный Центр Российской Федерации –
Физико-энергетический институт имени академика А.И. Лейпунского (г. Обнинск)

Приведены и анализируются результаты экспериментальных и расчетных исследований динамических процессов тепломассообмена в тепловыделяющих сборках (ТВС) активной зоны быстрых реакторов для характерных переходных процессов и аварийных ситуаций. Анализируются методы экспериментальных и расчетных исследований нестационарных процессов тепломассообмена в активной зоне быстрых реакторов с жидкометаллическим охлаждением для однофазных и двухфазных потоков жидкого металла, представлен обзор кодов, развитых для теплогидравлического расчета аварийных режимов работы активной зоны быстрых реакторов. Сформулированы проблемы дальнейшего развития теплогидравлических исследований динамических процессов в активной зоне быстрых реакторов.

Наиболее детально рассматриваются результаты исследований теплогидравлики переходных и аварийных процессов в активной зоне быстрых реакторов с натриевым охлаждением в режимах при изменении расхода теплоносителя, энерговыделения, при блокировке части проходного сечения тепловыделяющих сборок, в том числе, в режимах с малыми скоростями циркуляции (аварийное расхолаживание), в условиях кипения теплоносителя, выхода газообразных продуктов деления и т.д. Полученные результаты показали физическую картину формирования температурных полей, особенности возникновения и развития кипения и кризиса теплообмена при вскипании натрия в различных режимах работы ТВС активной зоны. Так, например, показано, что кипение за локальной блокадой не приводит к быстрому распространению разрушения пучков стержней. Вместе с тем высвобождение газа за локальной блокадой в результате разрушения твэлов может служить причиной дальнейшего разрушения твэлов в ТВС.

Анализ приведенных результатов исследований указал, что, наиболее актуальным является проведение экспериментальных и расчетно-теоретических исследований структуры потока и процессов тепло-массообмена для аварийных режимов с кипением натрия, совершенствование методов численного моделирования теплообмена двухфазных нестационарных потоков жидкого металла в системе параллельных каналов активной зоны, развитие усовершенствованных методов решения задач тепломассообмена в каналах и камерах смешения при жидкометаллических в трехмерной постановке.

Представляется перспективным развитие двухжидкостной модели расчета двухфазных жидкометаллических потоков. Актуально получение новых данных по характеристикам межфазного и межканального обмена массой, импульсом и энергией, создание обоснованной системы замыкающих соотношений для описания двухфазных потоков в рамках двухжидкостной модели.

ИССЛЕДОВАНИЕ СТРУКТУРЫ И СЕПАРАЦИИ ДВУХФАЗНОГО ПОТОКА В МОДЕЛИ ТЯГОВОЙ ТРУБЫ ВОДЯНОГО КИПЯЩЕГО РЕАКТОРА ВК-300

Калякин С.Г., Кузнецов Ю.Н., Лисица Ф.Д., Ремизов О.В., Сердунь Н.П.
ГУП НИКИЭТ (г. Москва, Россия)

Конструкция корпусного кипящего реактора ВК-300 базируется на технических решениях, частично апробированных в процессе эксплуатации реактора ВК-50. Это, прежде всего, контур внутрикорпусной естественной циркуляции, водно-химический режим теплоносителя, топливная композиция и материалы ТВЭЛ, а также использование существующего корпуса реактора ВВЭР-1000.

Основные нововведения в проекте – внутрикорпусная сепарация теплоносителя и первичная защитная оболочка, служащая для локализации утечек теплоносителя при разгерметизации первого контура. Описание конструкции реактора в [1].

Относительно небольшие нагрузки на зеркало испарения позволили принять плодотворную идею полной сепарации влаги внутри корпуса реактора на трех ступенях сепарации.

– Первая ступень сепарации осуществляется в тяговых трубах при организации в них кольцевого или клочкообразно-кольцевого режимов течения. Достаточно протяженная длина тяговых труб $\approx 2,5$ м. должна практически всю влагу сбросить на стенку и на срезе тяговой трубы эта вода может опуститься в межтрубное пространство и далее в опускную часть контура циркуляции.

– Вторая ступень сепарации (гравитационно-инерциальная) осуществляется в верхней части тягового участка (пространство над тяговыми трубами). После выхода из тяговых труб поток пароводяной смеси постепенно расширяется, скорость потока уменьшается и большая часть воды выпадает в опускную часть контура. Объемное паросодержание потока на входе в циклонные сепараторы может достигать $\varphi=0,9$.

– Сепарация на первой и второй ступенях может достигать 50-59 % от массы пароводяной смеси.

– Третья ступень сепарации (инерциальная) осуществляется за счет закрутки пароводяного потока в циклонных сепараторах.

Настоящий доклад посвящен исследованию сепарации пара от влаги в тяговых трубах и распределительной камере.

Для обеспечения сепарации двухфазного потока необходимо исследовать:

- зависимость истинного объемного паросодержания от относительной энтальпии на входе в тяговый участок;
- структуру пароводяного потока в тяговых трубах;
- наличие зависания пара и его высоту в межтрубном пространстве и кольцевой полости.

В качестве экспериментального участка для исследования вышеперечисленных теплогидравлических характеристик использовали одиночную трубу $\varnothing 219 \times 10$ из Ст20, размеры которой выбраны по эквивалентным проходным сечениям натурального объекта в сечениях смесительной камеры, межтрубному пространству, приходящемуся на одну тяговую трубу внутренним диаметром 130 мм., разделительной камеры. Нивелирные отметки модели полностью соответствуют натуре.

Модель оснащена датчиками: паросодержания на 16 каналов, перепада давления, расхода и давления. Сбор и обработка данных проводилась по специальной программе. Скорость опроса 5 точек/с.

Опыты проведены при номинальных параметрах:

- расход пароводяной смеси по тракту ~ 35 т/ч (10 кг/с);
- входное паросодержание от -0,05 до +0,2;
- давление 3,2 МПа.

Впервые исследованы структурные характеристики двухфазного потока на диаметрах труб более 130 мм.

Показано, что в исследуемом диапазоне относительных паросодержаний на входе в модель на выходе из тяговой трубы существует дисперсно-кольцевой режим течения, что приводит к существенной сепарации пароводяной смеси.

Коэффициент сепарации в этих условиях составил ~0,4 и для его увеличения целесообразно осуществить отсос влаги. Это создаст благоприятные условия для работы циклонных сепараторов и уменьшит потери давления в них.

Литература.

1. Adamov E.O., Kuznetsov Y.N., Tokarev Y.I. VK-300 simplified vessel-type boiling water reactor. Conceptual design and safety. ICONNE-5-2166, May 26-30, 1997 г

ИССЛЕДОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ТВЭЛОВ ВВЭР ПРИ ИМИТАЦИИ НА МОДЕЛЬНЫХ СБОРКАХ НА СТЕНДЕ «ПАРАМЕТР» ПРОЕКТНЫХ И ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЙ

В.П. Денискин, В.И. Наливаев, Н.Я. Паршин, И.И. Федик
НИИ НПО «Луч»

Развитие атомной энергетики в XXI веке возможно только при условии решения проблемы безопасности и надежности ядерных энергетических установок на всех этапах их создания и эксплуатации на качественно новом уровне. Именно поэтому эти проблемы являются приоритетными в планах работ Минатома России на ближайшие годы и перспективу до 2010 года.

Составной частью обеспечения безопасности реакторной установки при ее эксплуатации является анализ поведения твэлов в условиях протекания проектных и тяжелых аварий. Многие задачи по исследованию поведения твэлов могут быть решены при использовании теплофизических стендов. Одним из таких стендов является введенный в эксплуатацию в 1991 г. теплофизический стенд «ПАРАМЕТР», позволяющий проводить:

- исследования поведения модельныхборок типа ВВЭР в условиях, имитирующих аварийные ситуации с длительным частичным и полным осушением активной зоны реактора;
- экспериментальные исследования поведения твэлов (7-ми, 19-ти и 37-ми) модельныхборок ВВЭР, содержащих различные новые конструкционные материалы для твэлов и пэлов в условиях, имитирующих аварийные режимы с плавлением компонент активной зоны;
- экспериментальные исследования поведения твэлов (7-ми, 19-ти и 37-ми) модельныхборок реактора типа ВВЭР в пароводяной среде и условиях различного температурно-силового нагружения;
- исследования динамики разрушения твэлов и модельныхборок в условиях тяжелых аварий с частичным расплавлением модельныхборок и последующим заливом сборки водой;
- исследования динамики выхода водорода в процессе взаимодействия водяного пара с конструкционными материалами.

Рабочий участок стенда «ПАРАМЕТР» оснащен системой комбинированного залива сверху и снизу, системой обеспечения внутреннего давления в каждом твэле с автоматическим контролем его в процессе испытаний, а также автоматизированными средствами контроля основных параметров испытаний (температур оболочек твэлов и обечайки, температур и давлений пара и др.).

На стенде «ПАРАМЕТР» проведено уже несколько серий экспериментов на модельныхбороках, преимущественно имитирующих как тяжелую аварию, так и первую стадию МПА. Получены данные по разгерметизации и деформационному состоянию оболочек твэлов, в частности, установлено, что разгерметизация всех оболочек происходит на стадии разогрева твэлов в диапазоне температур (770-900)°С и слабо зависит от уровня внутреннего давления.

ОПЫТНО-ПРОМЫШЛЕННАЯ УСТАНОВКА ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ДЕЗАКТИВАЦИИ ПРОМЫШЛЕННЫХ ПРЕДПРИЯТИЙ

А.Б. Вержинская, А.Ж. Гребеньков, В.П. Трубников, А.Н. Дашук, В.П. Петрушкевич
Институт проблем энергетики НАН Б (г. Минск, Беларусь)

Г.Н. Якимченко

Республиканское специализированное унитарное предприятие “Полесье”

Чернобыльская авария привела к значительным загрязнениям не только жилых домов, подворий, сельскохозяйственных и лесных угодий, но и промышленных объектов. В результате мероприятий по дезактивации промышленного оборудования, проводимых специализированными предприятиями Беларуси, образуется особая группа жидких радиоактивных отходов, которая характеризуется низким уровнем активности и сложным составом.

Целью настоящей разработки являлось создание опытно-промышленного перерабатывающего комплекса, обеспечивающего единую технологическую цепочку обращения с радиоактивными отходами. Сложный состав перерабатываемых отходов, включающий кислотные и щелочные растворы, эмульсии, масла, ПАВ, твердые полидисперсные отходы и др., потребовал введения в технологическую схему комплекса нескольких технологий при одновременном выполнении требований по надежности и простоте эксплуатации. В разработанной технологической схеме, которая является достаточно гибкой, учитывается сложный состав поступающих на комплекс РАО и выполняется их иммобилизация с одновременным уменьшением объема отходов, отправляемых на захоронение. Исследования, проведенные на комплексе, показали, что в зависимости от состава отходов их объем удается сократить на порядок.

Работа выполнялась в рамках Государственной программы преодоления в Республике Беларусь последствий катастрофы на Чернобыльской АЭС. В разработке учитывался опыт ведущих организаций по разработке технологий, созданию оборудования и эксплуатации установок по переработке РАО (ВНИИНМ, МосПО РАДОН, ВНИПИЭТ, Свердловский ХимМаш, НПО «Припять» и др.).

Изготовленная установка эксплуатируется в РСУП "Полесье" Гомельской области и является уникальным для Беларуси комплексом, позволяющим выполнять не только практическую переработку отходов, но и проводить научные и технологические исследования различных схем иммобилизации разного типа отходов, а также проводить обучение персонала спецпредприятий.

ИММОБИЛИЗАЦИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ЗОЛЬНЫХ ОТХОДОВ В МАТРИЦАХ РАЗЛИЧНОГО СОСТАВА

*А.Б. Вержинская, А.Ж. Гребеньков, О.И. Зацепин,
З.В. Копец, Э.В. Рытвинская, В.П. Трубников*
Институт проблем энергетики НАН Б (г. Минск, Беларусь)

Проблема обращения с радиоактивными зольными остатками от сжигания загрязненной в результате аварии на ЧАЭС древесины в бытовых печах и на объектах малой энергетики остается по-прежнему актуальной и требует обоснованного решения. Удельная активность золы в ряде случаев достигает уровня среднеактивных отходов, причем значительная доля содержащихся в ней радионуклидов находится в подвижной форме, что делает весьма проблематичной возможность ее захоронения на действующих пунктах захоронения отходов дезактивации.

Одним из традиционных способов иммобилизации радиоактивных зольных остатков является включение их в цементную матрицу. Однако если степень заполнения матрицы золой достаточно велика, уровень гидростойкости отвержденной формы недостаточен для безопасного захоронения, исключающего вторичный перенос радионуклидов при случайном контакте отвержденной формы с водой.

В сообщении приводятся результаты научно-исследовательских работ, имеющих целью модификацию портландцементной матрицы в направлении повышения уровня гидростойкости:

- предварительная обработка зольных остатков,
- совместная иммобилизация подовой золы и золы уноса,
- включение в связующую композицию адсорбирующих радиоактивные изотопы добавок, в частности, бентонитовой глины,
- использование в качестве матрицеобразующего компонента латексно-цементных смесей,
- гидроизоляция отвержденной формы с помощью импрегнированных в поверхностный слой формы специальных полимерных композиций,
- использование вместо цементной матрицы отходов полиэтилена в экструдерном процессе.

Приводятся некоторые физико-химические свойства исследованных отвержденных продуктов с натуральными образцами радиоактивной золы и с ее имитаторами.

Полученные результаты позволяют проводить технико-экономические оценки вариантов захоронения иммобилизованных зольных остатков и оценки безопасности захоронения при характерных для республики условиях.

НЕКОТОРЫЕ ПРОБЛЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ В РЕСПУБЛИКЕ БЕЛАРУСЬ

Г.В. Анципов

Комитет по проблемам последствий катастрофы на Чернобыльской АЭС

А.Ж. Гребеньков, , В.П. Трубников

Институт проблем энергетики НАН Б, (г. Минск, Беларусь)

Л.Ф. Роздяловская

Комитет по надзору за безопасным ведением работ в промышленности
и атомной энергетике, (г. Минск, Беларусь)

Применение атомной энергии, радиационных источников и радиоактивных материалов в мирных и оборонных целях неизбежно связано с образованием радиоактивных отходов, представляющих потенциальную опасность для человека и окружающей среды. Важность безопасного обращения с такими отходами признана давно, и каждая страна устанавливает соответствующий порядок и требования, регулирующие этот процесс.

В настоящем сообщении приводится оценка состояния проблемы обращения с радиоактивными отходами в Беларуси, включая отработанные радиоизотопные источники, отходы дезактивации чернобыльского происхождения и потенциальные отходы ядерных энергетических установок. Приводится информация о материальных потоках отходов различного генезиса, о существующих и перспективных способах их кондиционирования, о реализованных и перспективных способах их хранения и захоронения.

При разработке стратегии обращения с радиоактивными отходами в республике, в настоящее время находящейся в стадии утверждения, приоритет отдавался задачам, требующим незамедлительного решения, таким как обращение с постоянно генерируемыми отходами, и обеспечению радиологической безопасности пунктов захоронения отходов. Предлагаемые в стратегическом плане решения строятся на основе современных подходов и рекомендаций международных организаций по ядерной и радиационной безопасности, с учетом основополагающих принципов обращения с радиоактивными отходами, разработанных МАГАТЭ.

Работа выполнялась инициативной группой специалистов Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь и Национальной академии наук Беларуси.

ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЕ МЕТОДЫ В ИССЛЕДОВАНИЯХ ЗАГРЯЗНЕНИЯ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ БЕЛАРУСИ РАДИОНУКЛИДАМИ ПЛУТОНИЯ И АМЕРИЦИЯ-241

*О.И. Ярошевич, В. А. Брылева, С.Ф. Булыга, Н.Н. Глубокий, И.В.
Жук, Е.М. Ломоносова*

Институт проблем энергетики НАН Б (г. Минск, Беларусь)

В.П. Кудряшов, В.П. Миронов

Институт радиобиологии НАН Беларуси.

Н.Н. Бажанова, Н.В., Канаши, А.Ф. Маленченко.

Институт радиозкологических проблем НАН Б (г. Минск, Беларусь).

В результате выброса диспергированного топлива из разрушенного реактора ЧАЭС значительные территории юго-восточного региона Беларуси (~ 4000 км²) загрязнены долгоживущими радионуклидами Pu и ²⁴¹Am.

Для расширения объема необходимых исследований по проблеме ТУЭ-загрязнений разработаны или усовершенствованы следующие ядерно-физические методы, более экспрессные и дешевые, чем методы радиохимического анализа.:

- модифицированный метод γ -спектрометрии на основе планарных HPGe-детекторов большой поверхности (1000-2000 мм²) и метод твердых трековых детекторов (ТТД) α -частиц, используемые при исследованиях содержания и вертикальной миграции Pu и ²⁴¹Am в почвах;
- метод α -радиографии (регистрация α -частиц с участков аэрозольных фильтров при их тесном контакте с ТТД - α -частиц - пленкой CR-39) при исследованиях активности и дисперсности аэрозольных "горячих" частиц;
- расчетно-экспериментальный метод, позволяющий из относительно простых измерений активности ²⁴¹Am в почвах и изотопного состава топлива в реакторе ЧАЭС на момент аварии определить активность всех изотопов Pu;
- метод нейтронно-осколочной радиографии с ТТД-детекторами осколков деления, используемый в исследованиях содержания Pu в биообъектах.

В докладе описаны результаты исследований содержания ТУЭ в почвах, приземистом воздухе и некоторых биообразцах (щитовидная железа, волосы) с использованием указанных ядерно-физических методов.

Показано, что поверхностное загрязнение почв ТУЭ выше 1 кБк/м² локализовано в 30 км-зоне от ЧАЭС (зона отселения) и на территориях 15-20 км севернее этой зоны, но отдельные пятна с уровнями более 3 кБк/м² имеются на расстояниях вплоть до 200 км от ЧАЭС. Размеры аэрозольных ТУЭ-содержащих частиц в приземном воздухе лежат в диапазоне 0,01-170 мкм и их α -активность в диапазоне 1×10^{-10} Бк ÷ $2,5 \times 10^{-3}$ Бк. Локальные дозы облучения в микрообъектах щитовидной железы у жителей Гомельской области превышают дозы облучения радионуклидами в щитовидной железе при их равномерном распределении на 3-4 порядка, а содержание ²³⁹Pu в волосах (5-10 Бк/кг) выше, чем у жителей "чистых" территорий (1,5 ÷ 3,7 Бк/кг).

РАДИАЦИОННО-КАТАЛИТИЧЕСКОЕ РАЗЛОЖЕНИЕ ВОДЫ В ПРИСУТСТВИИ ТВЕРДЫХ ТЕЛ

И.И. Бразовский, И.В. Семенович, В.В. Сасковец, И.А. Сальникова.

Институт радиационных физико-химических проблем НАН Б (г. Минск, Беларусь)

Интерес к проблеме воздействия излучений на водородсодержащие вещества, в частности воду, вызван с одной стороны, требованием к снижению накопления взрывоопасных газов в контурах ядерных установок (водород, кислород), с другой - возможностью получения ценного сырья для энергетики и химической промышленности.

Радиационно-термокаталитическое превращение воды является одним из наиболее перспективных направлений преобразования энергии ионизирующих излучений в химическую энергию.

В этом направлении в ИРФХП НАН Б проведены исследования по радиационно-каталитическому разложению водяного пара в поле гамма-излучения ^{60}Co в проточных условиях в присутствии твердых тел (алюмосиликаты с различными катионными формами, боросиликатные стекла, алюмоплатиновые промышленные катализаторы - АП-56, ПК-3Ш, медно-магниевого катализатора, высокопористого керамического материала на основе Al_2O_3 , SiO_2 с добавками MgO , ZrO_3). Эксперименты проводились в области температур 200 - 500 $^{\circ}\text{C}$ и доз $2,0 \cdot 10^2$ - 10^8 Гр и давлении 0,02 МПа.

Максимальный общий радиационно-химический выход молекулярного водорода составляет $\sim 35,0$ 1/100 эВ (в расчетах учитывалась общая масса катализатора и водяного пара).

Определены пути повышения эффективности процесса получения водорода из воды радиационно-химическим способом.

РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКОЕ АМИНИРОВАНИЕ ВОДНЫХ РАСТВОРОВ ДЕКСТРАНА

С.В. Маркевич, И.И. Бразовский, Г.И. Катибникова, И.А. Сальникова.

Институт радиационных физико-химических проблем НАН Б (г. Минск, Беларусь)

Сравнительное изучение и понимание закономерностей радиолитического распада природных соединений (целлюлоза, крахмал, декстран, липидов) и опыт создания радиационным путем лечебного препарата “Рондекс” являются основой для подбора оптимальных условий радиационной модификации декстрана с целью получения эффективных геммокорректоров.

Для придания макромолекуле декстрана большей полифункциональности по структуре, строению и физико-химическим свойствам решено было ввести в нее аминогруппу радиационно-химическим путем. В качестве аминирующих агентов использовали нетрадиционные в препаративной химии соединения: карбамид и аммонийные соединения. Экспериментально исследован радиолитический распад многокомпонентных водных растворов декстрана с модифицирующими добавками (перхлорат аммония, карбамид, водный аммиак) в широком интервале доз ($5,0 \cdot 10^3$ - $2,0 \cdot 10^5$ Гр) и содержании модифицирующих добавок (от 1,0 до 8,0 молей на каждую мономерную единицу декстрана).

Проведенный качественный химический анализ и данные ИК-спектроскопии радиализованного декстрана с данными модифицирующими добавками показали, что произошло радиационно-химическое аминирование декстрана. Причем доза облучения значительно превышает дозу стерилизации пищевых продуктов и медпрепаратов. Проведена первичная биологическая оценка полученных экспериментальных образцов.

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА ТЕОРИИ ГРАФОВ ДЛЯ РАСЧЕТА НАКОПЛЕНИЯ АКТИНОИДОВ И ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ В ОБЛУЧЕННОМ ЯДЕРНОМ ТОПЛИВЕ (код DECA)

Горбачева Н.В.

Институт радиэкологических проблем НАН Б (г. Минск, Беларусь)

Подробная схема накопления радионуклидов в облученном ядерном топливе при нейтронном облучении чрезвычайно сложна. Поэтому обычно при теоретическом расчете изотопного состава привлекаются различного рода упрощения сложной схемы, заменяя ее ограниченным набором линейных независимых цепочек.

В данной работе, в противоположность таким методам декомпозиции, предложено использовать метод, который является наиболее адекватным при математическом описании систем большой размерности со сложной структурой связей – метод теории графов. Предложена следующая интерпретация процессов образования радионуклидов в топливе ядерных реакторов. С каждым из радионуклидов (т.е. актиноидами и продуктами деления) сопоставлена вершина v графа $G(V,E)$, а каждой паре ядер v -и u -, связанными в результате какой-либо ядерно-физической реакции, сопоставлено ребро графа $G(V,E)$.

Таким образом, вместо качественного описания схемы радиоактивных превращений радионуклидов введен строгий математический объект. Структура связей задана матрицей смежности S_{aj} графа $G(V,E)$, что позволяет найти по каждому из нуклидов все источники и все стоки и вывести уравнения баланса. Полученная таким образом система уравнений баланса описывает *одновременное* протекание следующих процессов: деление ^{235}U , образование актиноидов и ядер вторичного топлива (^{239}Pu и ^{241}Pu) среди них, выход осколков деления при делении каждого вида из упомянутых выше делящихся ядер, радиоактивные превращения осколков деления по изобарным цепочкам и захват нейтронов.

Для численного решения уравнений баланса 58 актиноидов и 650 продуктов деления разработана программа DECA. Исходная информация в виде файлов ядерных данных, матрицы смежности S_{aj} и скоростей нейтронных реакций основных актиноидов представлена на основании библиотеки ядерных данных JNDC-V2 (JAERY,1320, Sept.1992) и работы Герасимова А.С, е.а. (Справочник по образованию радионуклидов в ядерных реакторах,1989). Используемый численный метод решения системы дифференциальных уравнений, основан на разложении в ряд матричной экспоненты и применении технологии разреженных матриц.

Были выполнены исследования накопления актиноидов и продуктов деления в топливе реактора РБМК-1000 в зависимости от глубины выгорания. Для топлива реактора 4-го блока ЧАЭС при средней расчетной глубине выгорания 10,9 МВт сут/кг UO_2 получено, что цезиевое отношение $A(\text{Cs}_{134}) : A(\text{Cs}_{137})$ составляет величину 0,6.

Следует отметить, что положенный в основу метод теории графов создает предпосылки получения строго скоррелированных данных между активностями продуктов деления друг с другом и глубиной выгорания топлива. Данный метод представляется перспективным, когда рассматриваемая система расширяется, например, за счет учета большего количества делящихся нуклидов, либо часть нуклидов выходит в окружающую среду.

АВТОНОМНАЯ АТОМНАЯ СТАНЦИЯ МАЛОЙ МОЩНОСТИ «УНИТЕРМ» С НЕОБСЛУЖИВАЕМОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКОЙ

Адамович Л.А., Гречко Г.И., Шишкин В.А.
ГУП НИКИЭТ (г. Москва, Россия)

Общая концепция АСММ «УниTERM».

- Предназначена для электро- и теплоснабжения удаленных и труднодоступных регионов с неразвитой инфраструктурой населением 2-3 тыс. человек. Обслуживающий персонал сведен к минимуму и из его состава исключаются специальности, непосредственно связанные с управлением ядерными реакторами.
- Сооружение станции не требует проведения большого объема строительно-монтажных работ и должно укладываться в интервал положительных летних температур, например, для районов Севера России.
- Станция состоит из ограниченного числа транспортируемых к месту ее размещения крупных блоков заводского изготовления.
- В процессе жизненного цикла станции, рассчитанного на 20-25 лет, не предусматривается проведение перегрузок активной зоны реактора.
- Станция работает в режиме без ограничения числа и глубины маневрирования мощностью, позволяя полностью снимать и восстанавливать нагрузку без вывода реакторной установки из действия (за счет саморегулирования).
- При разработке и изготовлении станции подразумевается использование хорошо освоенных на транспортных объектах технологий ВВР.
- Станция обеспечивает предельно достижимый уровень безопасности на основе использования принципа самозащитенности, максимального числа барьеров на пути распространения радиоактивности и применения только пассивных систем безопасности.
- По окончании срока эксплуатации станция должна быть демонтирована и выведена, а участок ее размещения подлежит реновации до состояния «зеленой лужайки».
- Техническое обслуживание РУ АСММ осуществляется один раз в год специалистами, направленными из единого для нескольких блоков регионального центра, обладающими необходимыми кадрами, совершенной связью и средствами доставки.

Реакторная установка.

Основой станции является реакторная установка интегрального типа, принципиальная гидравлическая схема которой изображена на рис.1, а общий вид – на рис.2.

Реакторная установка полностью отвечает требованиям, предъявляемым к ядерным реакторам XXI века, в том числе в вопросе устойчивости к нераспространению ядерных оружейных технологий (эксплуатирующая организация не имеет доступа к ядерному топливу).

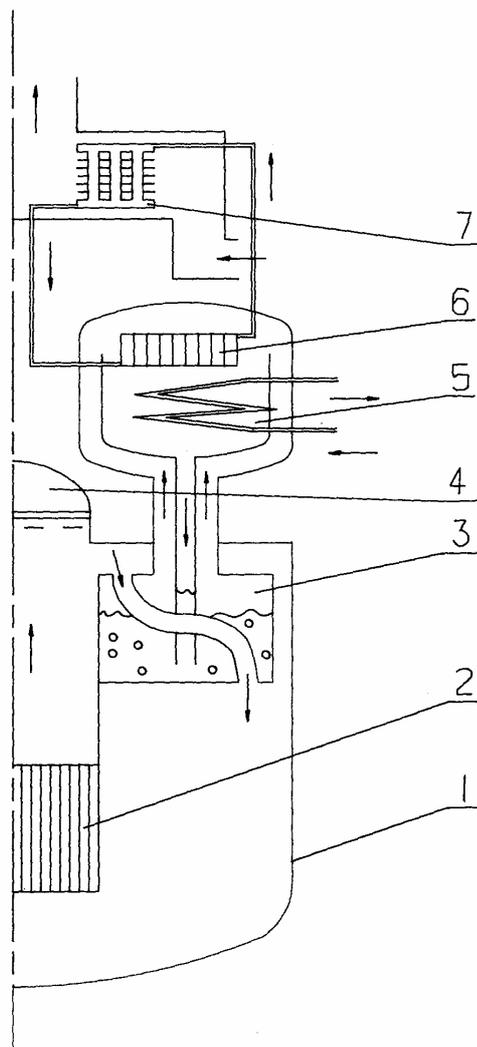


Рис.1. Принципиальная схема реакторной установки

- 1 – корпус реактора;
- 2 – активная зона;
- 3 – промежуточный теплообменник;
- 4 – компенсатор давления;
- 5 – парогенератор;
- 6 – испаритель;
- 7 - радиатор

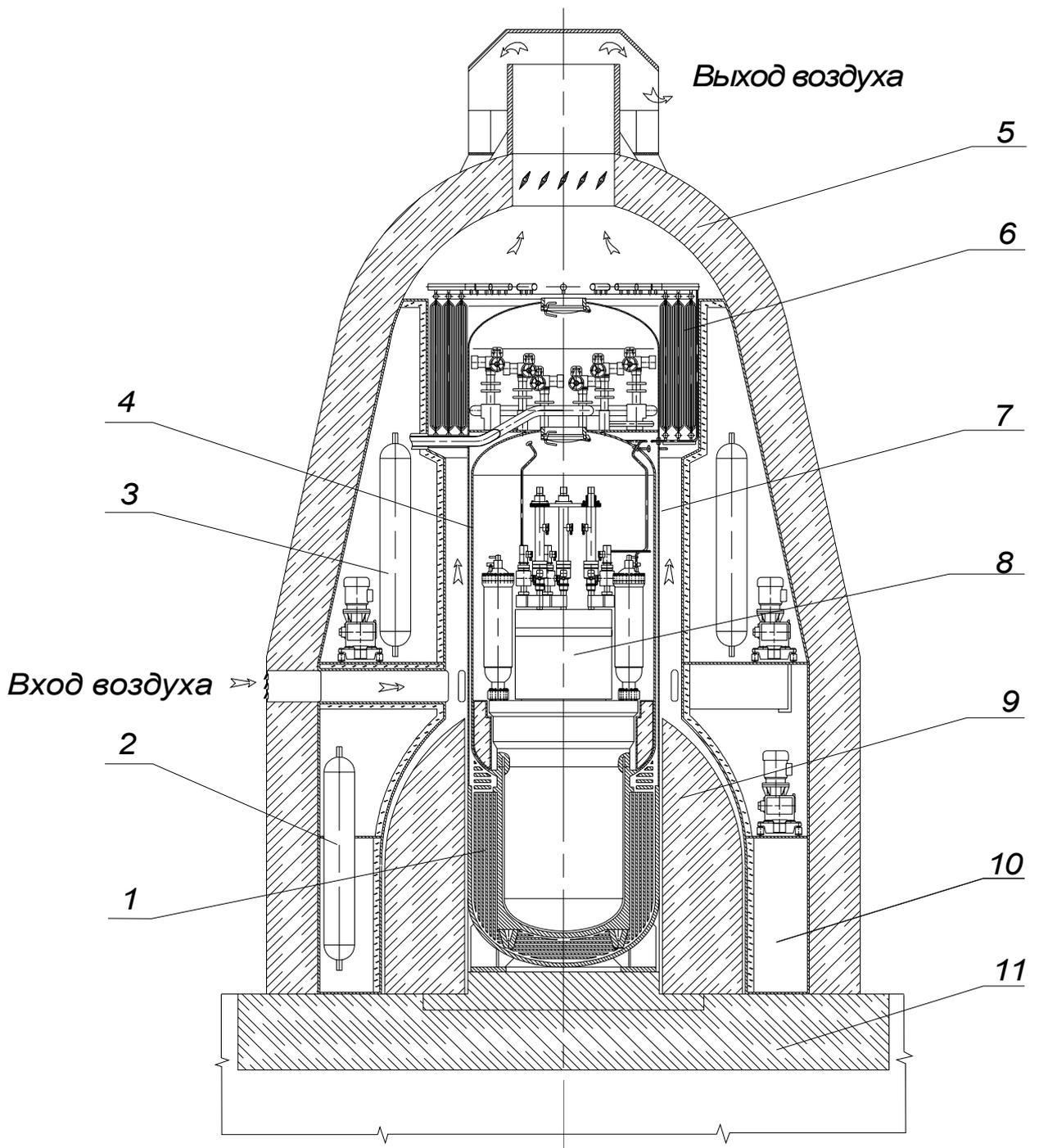


Рис. 2. Реакторная установка

- 1 – бак железобетонной защиты, 2 – баллоны хранения газообразных радиоактивных отходов, 3 – система подачи жидкого поглотителя, 4 – защитная оболочка, 5 – оболочка противоударной защиты, 6 – теплообменник системы расхолаживания, 7 –

ПРОХОЖДЕНИЕ СЭП ЧЕРЕЗ ТОНКИЕ МЕТАЛЛИЧЕСКИЕ МИШЕНИ ВО ВНЕШНЕМ МАГНИТНОМ ПОЛЕ

Сальников Л.И., Побитко А.И., Бодяко С.Ф.
ИРФХП НАН Б (г. Минск, Беларусь)

В связи с развитием сильноточной электронной техники возрос интерес к изучению распространения релятивистских электронных пучков через тонкие металлические мишени /1, 2/ (под тонкой мишенью подразумевается мишень, толщина которой меньше полного пробега электрона в данном веществе). В данной статье рассматривается возможность полного поглощения сильноточного релятивистского электронного пучка тонкой металлической мишенью.

Условием полного поглощения сильноточного электронного пучка при нормальном падении в тонкой металлической мишени во внешнем магнитном поле, которое перпендикулярно пучку, будем считать:

- а) угол падения при выходе из мишени будет не менее 90° (т.е. пучок продолжает движение в тонкой металлической мишени); или
- б) пройденный путь электронами пучка вследствие искривления траекторий будет не менее полного пробега для данного вещества.

При прохождении сильноточного релятивистского электронного пучка сквозь тонкослойную мишень в присутствии внешнего магнитного поля, направленного перпендикулярно движению пучка, электроны пучка будут двигаться по спирали /3/. Для решения поставленной задачи все пространство мишени разбивается на слои по направлению падения сильноточного пучка. Таким образом, реальную спиралевидную траекторию заменяется несколькими дугами с различными радиусами.

Зная угол падения при входе в слой, находится угол падения при выходе из слоя. Таким образом, находим последовательность углов отклонения быстрых электронов сильноточного пучка в материале мишени и, как отмечалось выше, если угол выхода из последнего слоя будет не менее 90° , то энергия пучка будет полностью поглощена в материале мишени. Если же данное условие достигается раньше, то следует уменьшить напряженность внешнего магнитного поля и повторяем вычисления, соответственно если при выходе из мишени угол больше, то увеличить напряженность внешнего магнитного поля.

Приведенная методика по расчету внешнего магнитного поля, в котором сильноточный пучок релятивистских электронов полностью поглощается тонкой металлической мишенью, не учитывает влияние быстрых электронов сильноточного пучка друг на друга, но позволяет достаточно быстро, без затруднительных математических вычислений оценить величину необходимого внешнего магнитного поля.

ЛИТЕРАТУРА

1. Бойко В.И., Горбачев Е.А., Евстигнеев В.В.// Журн. прикладной механики и технической физики. - 1984. - № 6. - С. 20 - 25.
2. Gilard P., Kaplan Z., Miller S. e.a. // Proc. of 2nd Intern. Conf. on High Power Electron and Ion Beam Research and Technology. Ithaca. N.Y. - 1977. - Vol. 1. - P. 207 -218.
3. Лоусон Дж. Физика пучков заряженных частиц: Пер. с англ./ Под ред. А.А. Коломенского. - М.: Мир. - 1980.

РАДИАЦИОННАЯ ДЕЗИНСЕКЦИЯ ДРЕВЕСИНЫ (ТЕХНОЛОГИЯ И ПРОЕКТ ОБЛУЧАТЕЛЬНОЙ ГАММА-УСТАНОВКИ)

Э.В.Моисеенко, В.Л.Симонешко, Н.П.Волошина, М.А.Егорова, А.Е.Ремезова
РФЯЦ ВНИИТФ им. акад. Забабахина

Российский федеральный ядерный центр всероссийский НИИ технической физики на основе опыта организации и проведения работ по облучению крупногабаритных объектов гамма-нейтронным излучением в подземных условиях и проектирования и эксплуатации мощных гамма-установок разработал и представляет к рассмотрению техническое предложение на гамма-установку с активностью 18 мКи (кобальт-60), реализация которого позволяет производить радиационную обработку 500 тыс. куб.м. древесины в год.

Концепция построения гамма-установки:

- обеспечение непрерывного потока древесины при облучении;
- максимальный коэффициент использования излучения;
- гарантированный уровень облучения на всю глубину пакета древесины;
- подземное расположение установки;
- обеспечение безопасных условий эксплуатации;
- химическое антисептирование с целью исключения повторного заражения.

Участие РФЯЦ-ВНИИТФ:

- предпроектное исследование;
- технический проект гамма-установки;
- конструкторская документация;
- изготовление нестандартного оборудования;
- пуско-наладочные работы;
- опытная эксплуатация;
- авторский надзор;
- последующее развитие установок и технологий.

Основные параметры гамма-установки (кобальт-60, ЛИСТВЕННИЦА):

- производительность 500 тыс.м³. в год;
- минимальная доза облучения 4 10³ Гр.
- стартовая активность облучателя 18мКи-
- коэффициент использования излучения 30 - .33 %
- размеры обрабатываемого пакета древесины 1X6,3X1,6 м;
- скорость движения пакетов древесины 2,8 м/мин.

МОДУЛЬНЫЕ АТОМНЫЕ ТЕПЛОЭЛЕКТРОСТАНЦИИ БЕЛОРУССИИ НА ОСНОВЕ СУДОВЫХ ВОДО-ВОДЯНЫХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК И СУДОСТРОИТЕЛЬНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

ГУП ЦНИИ им. акад. АЛ, Крылова,
СП МБМ «Малахит»;
ОКБМ им. И.И. Африкантова

Приемлемость атомных станций в XXI веке должна опираться на гарантированную безопасность населения и экономическую конкурентоспособность в сравнении с иными технологиями энергопроизводства.

Наиболее подготовлены в России к крупносерийной реализации атомные теплоэлектростанции, основанные на опыте судового атомного машиностроения и судостроительных технологий.

В докладе на примере конкретного варианта подземной атомной теплоэлектростанции (ПАТЭС), разработанной на основе судовых водо-водяных реакторных установок и судостроительных технологий рассмотрена возможность объединения таких ПАТЭС в энергосистему Белоруссии и показана ее экономическая эффективность.

В докладе рассмотрены вопросы размещения и сооружения ПАТЭС, обращения с отработанным ядерным топливом и РАО, замена оборудования и снятие с эксплуатации.

Разработанные инвестиционные проекты «многомодульных ПАТЭС электрической мощностью 300 МВт. для ряда энергодефицитных регионов России позволяют прогнозировать следующие технико-экономические показатели станций такого типа:

- срок сооружения серийной станции «под ключ» 4 - 4,5 года;
- - сроки службы серийных энергомодулей до 40 лет;
- радиационная безопасность населения и окружающей среды 4 уровень шкалы INES;
- сейсмостойкость не ниже 9 баллов по шкале MSK-64;
- маневренность РУ в диапазоне 10-100% 1% ном/сек;
- капитальные затраты на строительство ок. 1 000 \$/кВт;
- себестоимость электроэнергии ок. 0.01 \$/кВт/час;
- себестоимость товарного тепла ок. 6,0 \$/Гкал;
- затраты на замещение ПАТЭС ок. 1% затр.на строит.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ УСТАНОВКИ С ЦЕНТРАЛИЗОВАННЫМ Zr-Mo ГЕЛЬ-ГЕНЕРАТОРОМ

Гурко О.Б., Савушкин И.А., Якимович О.Л., Бузницкий Г.И.
Институт проблем энергетики НАН Б (г. Минск, Беларусь)

Внедрение в практику Министерства здравоохранения РБ централизованного клинического генератора изотопа ^{99m}Tc является актуальной задачей. В последнее время данный изотоп все шире применяется в диагностических целях, что обусловлено его радиационно-физическими и химическими характеристиками. В сложившейся мировой клинической практике более 80% ядерно-медицинских исследований выполняется с радиофармпрепаратами на основе ^{99m}Tc .

В Республике Беларусь Институтом проблем энергетики НАНБ совместно с НИИ онкологии и медицинской радиологии МЗ РБ закончены разработки оригинальной безотходной реакторной Zr-Mo гель-технологии получения радиофармпрепарата ^{99m}Tc на основе трехокси молибдена на базе централизованного генератора ^{99m}Tc активностью от 3 до 5 Ки по ^{99}Mo . Технологический процесс получения натрия пертехнетата ^{99m}Tc рассчитан на осуществление в дистанционных условиях и может быть полностью автоматизирован. Препарат ^{99m}Tc , полученный по данной технологии, успешно прошел доклинические и клинические испытания.

В рамках данной технологии создана экспериментальная промышленная установка с централизованным генератором ^{99m}Tc большой производительности, которая работает в режиме опытной эксплуатации с апреля т.г. Опытные исследования показывают, что использование загрузок ^{99}Mo на уровне 37 – 185 ГБк дает возможность получать от 37 до 100 ГБк активности ^{99m}Tc в сутки. Установка эффективно эксплуатируется в течение 10 – 25 дней. Получаемый препарат отвечает требованиям фармакопеи, стерилен, апирогенен. Сам процесс получения работы на установке является пожаро- и взрывобезопасным.

Внедрение в медицинскую практику данной установки позволит клиникам отказаться от переносных генераторов, значительно уменьшить дозовую нагрузку на персонал, получить безотходное производство ^{99m}Tc .

В докладе обобщен опыт работы по созданию и эксплуатации такой установки с теневой радиационной защитой и индивидуальной загрузкой MoO_3 , проанализированы различные технологические режимы ее эксплуатации.

ПЕРСПЕКТИВЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РБ РАДИОФАРМПРЕПАРАТОМ ^{99m}Tc НА БАЗЕ ЦЕНТРАЛИЗОВАННЫХ Zr-Mo ГЕЛЬ-ГЕНЕРАТОРОВ

Михалевич А.А., Савушкин И.А., Гурко О.Б.

Институт проблем энергетики НАН Б (г. Минск, Беларусь)

Шитиков Б.Д., Залуцкий И.В.

НИИ онкологии и медицинской радиологии им. Н.Н. Александрова (г. Минск,
Беларусь)

В докладе рассматривается получение радиофармпрепарата ^{99m}Tc как на основе малых генераторов, так и на базе централизованного генератора большой мощности с использованием безотходной гель-технологии. На основании анализа объемов потребления генераторов ^{99m}Tc в Республике Беларусь проведен их сравнительный технико-экономический анализ. Исследуется возможность замены традиционных малых генераторов централизованным генератором для удовлетворения потребностей лечебно-профилактических учреждений республики.

Представляемые материалы получены в результате большой серии экспериментов, проводившихся в период с 1986 г совместными усилиями ученых и специалистов Института проблем энергетики НАНБ и НИИ онкологии и медицинской радиологии им. Н.Н. Александрова. Эти исследования завершились в 1992-1994 гг. созданием лабораторного образца централизованного безотходного генератора технеция и оригинальной технологии получения из него пертехнетата с ^{99m}Tc . Проведенные доклинические и клинические испытания показали высокие качества элюируемого по этой технологии пертехнетата ^{99m}Tc , в связи с чем было получено разрешение Минздрава Беларуси на его широкое клиническое применение, что стало основанием для создания экспериментальной промышленной установки с ЦГ.

Проведенные технико-экономические расчеты показывают, что централизованный гель-генератор действительно обладает производственными, техническими и экономическими характеристиками, которые достаточно объективно дают основание рассматривать его как выгодную замену малым (переносным) генераторам, основанным на зарядке молибденом, получаемым в процессе деления урановых мишеней.

Проведенный анализ стоимости получаемого ^{99m}Tc основан на расчетах реальных затрат, которые необходимо произвести в процессе реализации всей технологической цепочки – от облучения в реакторе до получения конечного продукта, в условиях значительной отдаленности источника облучения мишени (ядерного реактора) от потребителя конечного продукта. Эти расчеты показывают, что наиболее выгодными для лечебных учреждений являются генераторы большой мощности (4-10 Ки по ^{99}Mo) из-за их наиболее долгой производственной «жизни», выдаваемой высокой удельной активности РФП в элюате, возможности обеспечить потребности в нем всех потребителей в зоне большого города с прилегающими регионами, время доставки пертехнетата в которые составляет 1-1,5 ч и получать ^{99m}Tc в 1,5 раза дешевле, по сравнению с коммерческими переносными генераторами.

ОЦЕНКА ЭКОНОМИЧЕСКОЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПОДЗЕМНЫХ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ НА БАЗЕ КОРАБЕЛЬНЫХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК ДЛЯ ТЕПЛОЭЛЕКТРОСНАБЖЕНИЯ ПОТРЕБИТЕЛЕЙ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ

*Гульник С.И., Казазян В.Т., Мандик С.Г., Михалевич А.А., Попов Б.И.,
Сикорин С.Н., Якушев А.П.*

Институт проблем энергетики НАН Б (г. Минск, Беларусь)

Проведен анализ тепловых и электрических нагрузок потребителей Беларуси и структуры их обеспечения существующими энергоисточниками и оценена возможность их замещения атомными станциями теплоэлектроснабжения (АТЭС).

В качестве замещающих источников теплоэлектроснабжения рассмотрены подземные АТЭС на базе корабельных реакторных установок с водяным и жидкометаллическим теплоносителями. На основе анализа технико-экономических характеристик, полученных в технических предложениях по созданию таких АТЭС, оценена экономическая эффективность замещения теплоэлектрогенерирующих источников на органическом топливе атомными.

Конкурентоспособность различных технологий производства электрической и тепловой энергии зависит от цен на топливо, стоимости эксплуатации и технического обслуживания, капитальных затрат и др. Цель исследования заключалась в сравнении экономической эффективности трех сценариев развития энергосистемы. Один сценарий не предполагал включение в нее ядерных энергоисточников и рассматривался как «неядерный вариант». В двух других сценариях предполагалось включение в энергосистему подземных АТЭС на базе корабельных реакторных установок с водяным и жидкометаллическим теплоносителями.

Результаты расчетов показали, что в Беларуси энергосистема с рассмотренными АТЭС становится конкурентоспособной по сравнению с неядерной энергосистемой, когда капитальные затраты на сооружение таких АТЭС составят не более 1300 долларов на киловатт установленной электрической мощности.

СОЗДАНИЕ БАЗЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ ПО НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИМ ХАРАКТЕРИСТИКАМ УРАН-ВОДОРОДОСОДЕРЖАЩИХ РАЗМНОЖАЮЩИХ СИСТЕМ СО СРЕДНИМ И ВЫСОКИМ ОБОГАЩЕНИЕМ И ПЕРЕОЦЕНКА РЕЗУЛЬТАТОВ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ДЛЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ИХ В КАЧЕСТВЕ БЕНЧМАРК ДАННЫХ ПО КРИТИЧНОСТИ

Гульник С.И., Мандик С.Г., Сикорин С.Н.
Институт проблем энергетики НАН Б (г. Минск, Беларусь)

В Институте проблем энергетики (ранее — Институте ядерной энергетики АН БССР) в период с 1965 г. по 1995 г. было исследовано более ста критических сборок. Накоплен уникальный экспериментальный материал по исследованию решеток из твэлов и топливныхборок с обогащением 10, 21, 36, 45, 75 и 90 % по урану-235, водяным и гидридциркониевым замедлителями, отражателями из воды, гидроксида циркония, бериллия, стали и обедненного урана. Результаты данных экспериментов могут быть использованы в расчетах по обоснованию ядерной безопасности при обращении с делящимися материалами, т.е. при проведении расчетов на критичность.

Поскольку указанные эксперименты выполнялись в основном для исследования специфических особенностей разрабатываемых реакторов различного назначения, то возможность использования их результатов как бенчмарк данных по критичности может быть определена только после проведения соответствующей переоценки.

Переоценку экспериментальных данных планируется выполнять в соответствии с требованиями, предъявляемыми к бенчмарк данным по критичности в рамках проекта «The International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBERP)», находящегося под эгидой Организации по экономическому сотрудничеству и развитию и Агентства по ядерной энергии (Organization for Economic Cooperation and Development - Nuclear Energy Agency (OECD-NEA)).