

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

СОДЕРЖАНИЕ

НАУЧНО-
ТЕХНИЧЕСКИЙ
ЖУРНАЛ
Издается
в Университете
атомной энергетики
с 1993 г.

N1
ОБНИНСК · 2006

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

<i>А.М. Бахметьев, И.А. Былов</i>	К вопросу о системном исследовании безопасности ядерных установок с использованием вероятностных методов	3
<i>А.М. Бахметьев, Ю.Л. Каманин, Ю.А. Макеев, Л.А. Попов</i>	О системе мониторинга надежности и безопасности установки БН-600 ...	12
<i>О.М. Гулина, К.А. Корниенко, М.Н. Павлова</i>	Анализ загрязненности трубчатки ПГ и оценка межпромывочного периода методами диффузионных процессов	20
<i>В.И. Мельников, В.В. Иванов, В.Н. Хохлов, А.В. Дунцов, Е.А. Семенов, Ю.А. Киселев, А.Н. Синицын, И.Н. Киселев, А.В. Белин</i>	Исследование акустозондового сигнализатора уровня кипящего водяного теплоносителя	25
<i>Ю.А. Рогожин, И.П. Шестopalов</i>	Нейтронное прогнозирование сейсмической безопасности АЭС	33

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

<i>Т.Г. Сазыкина, И.И. Крышев</i>	Многокритериальный анализ радиационно-экологической безопасности при обращении с радиоактивными отходами	39
-----------------------------------	--	----

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

<i>В.В. Колесов, В.Ф. Украинцев</i>	Влияние эффекта теплового движения ядер на расчет индикатрисы рассеяния в резонансной области энергий	46
<i>О.Ю. Кочнов, Н.И. Рыбкин</i>	Определение пустотного коэффициента реактивности для реактора ВВР-Ц	51

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

<i>В.В. Артисюк, А.В. Корзунин, Ю.А. Коровин</i>	Топливные композиции для ВТГР с улучшенными характеристиками защиты от несанкционированного распространения ядерных материалов	55
<i>В.И. Бойко, М.Е. Силаев, Ю.С. Черепнин, И.В. Шаманин</i>	Экспериментальное исследование полей мощности экспозиционной дозы гамма-излучения вблизи облученного топлива реактора на быстрых нейтронах	62

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

<i>В.И. Мельников, В.Н. Хохлов, В.В. Иванов, А.В. Дунцов</i>	Исследование акустической проводимости водяного теплоносителя высоких параметров при его вскипании	70
--	--	----

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

<i>Ю.Н. Селезнев</i>	Система профессионального обучения персонала организации, в состав которой входят ядерно и радиационно опасные производства и объекты	76
----------------------	---	----

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

<i>В.И. Бойко, М.Е. Силаев, Ю.С. Черепнин, И.В. Шаманин</i>	Расчетно-экспериментальный анализ возможности использования импульсного реактора для проведения нейтронно-активационного анализа проб геологических материалов	85
---	--	----

CONTENTS

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

- A.M. Bakhmetiev, I.A. Bylov*
On the Problem of System Investigation of Nuclear Plant Safety using Probabilistic Methods 3
- A. Bakhmetiev, J. Kamanin, J. Makeev, L. Popov*
On the System of BN-600 Power Unit Safety and Reliability Monitoring 12
- O.M. Gulina, K.A. Kornienko, M.N. Pavlova*
Steam Generator Heat-Exchange Tubes Contamination Analysis and Inter-Washing Period Estimation using Diffusion Process Method 20
- V.I. Melnikov, V.V. Ivanov, V.N. Chocklov, A.V. Dunzev, E.A. Semenov,
Y.A. Kiselev, A.N. Sinicin, I.N. Kiselev, A.V. Belin*
The Investigation of the Acoustic Level Limit Switch of Water Boiling Coolant 25
- Yu.A. Rogozhin, I.P. Shestopalov*
Neutron Frecasting to Provide for Seismic Safety of NPP 33

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

- T.G. Sazykina, I.I. Kryshev*
Multi-Criteria Analysis for Evaluating the Radiological and Ecological Safety Measures in Radioactive Waste Management 39

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

- V.V. Kolesov, V.F. Ukraintsev*
Temperature Effects Influence on Secondary Energy Distributions of Scattered Neutrons in the Resonance Region 46
- O.Y. Kochnov, N.I. Ribkin*
The Assessment of Voce Coefficient for WWR-c Reactor 51

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

- V.V. Artisyuk, A.V. Korzunin, Yu.A. Korovin*
Advanced HTGR Fuels To Improve Proliferation Resistance 55
- V.I. Boiko, M.E. Silaev, Y.S. Cherepnin, I.V. Shamanin*
The Experimental Investigation of the Dose Rate Neaby to the Fast Reactor Spent Fuel 62

THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

- V.I. Melnikov, V.N. Chochlov, V.V. Ivanov, A.V. Dunzev*
The Investigation of the Acoustic Probe System for Analysis of a Level of Water Boiling Coolant 70

TRAINING OF PERSONNEL

- Yu.N. Seleznev*
Job Training System for the Staffing of an Organization Comprising Nuclear-and-Radiation Dangerous Productions and Facilities 76

APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND MEANS

- V.I. Boiko, M.E. Silaev, Y.S. Cherepnin, I.V. Shamanin*
The Calculation-Experimental Analysis of the Impulsed Graphite Reactor (IGR) Ability for the Neutron-Activation Analysis of Geological Materials Use 85

К ВОПРОСУ О СИСТЕМНОМ ИССЛЕДОВАНИИ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ВЕРОЯТНОСТНЫХ МЕТОДОВ*

А.М. Бахметьев, И.А. Былов

Федеральный научно-производственный центр ФГУП ОКБМ им. И.И.Африканова,
г. Новгород



Изложены подходы к созданию методического обеспечения, программных комплексов, организационных процедур для системного исследования безопасности установок различного типа и назначения с использованием вероятностных методов.

ВВЕДЕНИЕ

Современные отечественные требования к анализу и обоснованию безопасности ядерных установок [1-3], руководства МАГАТЭ [4, 5] предусматривают использование детерминистского и вероятностного подходов как необходимого условия полноты исследования безопасности. Представлены разработки Федерального научно-производственного центра ОКБМ им. И.И. Африканова в рамках создания методического обеспечения, программных комплексов, организационных процедур для системного исследования безопасности установок различного типа и назначения с использованием вероятностных методов.

СИСТЕМНОСТЬ ИССЛЕДОВАНИЙ

Центральным вектором исследований безопасности ядерной установки (ЯУ) как сложной «человеко-машинной» системы с использованием вероятностных методов является обеспечение системности анализа, которая достигается

- развитием вероятностного анализа как необходимого дополнения к детерминистскому анализу безопасности;
- наличием взаимосвязанных работ по исследованию безопасности, охватывающих все этапы жизненного цикла установки, комплексным учетом различных вопросов;
- созданием необходимой инфраструктуры для эффективного выполнения работ.

Рассмотрим подробнее каждое из указанных направлений.

Вероятностный анализ развивается как важное дополнение к детерминистскому подходу, поскольку обеспечивает системность анализа безопасности в двух плоско-

© А.М. Бахметьев, И.А. Былов, 2006

* Доклад представлен на IX Международной конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров» (г. Обнинск, 24-28 октября 2005 г.)

стях. Рассматривая вопрос в одной из плоскостей, отметим, что необходимым элементом исследования свойств любого сложного объекта является анализ с позиции достоинств и недостатков, сильных и слабых сторон (звеньев). В рамках детерминистского подхода обосновывается, что системы и оборудование удовлетворяют требованиям норм, аварии протекают без неблагоприятных последствий или имеют ограниченные последствия, возможные ошибки эксплуатационного персонала нейтрализуются действием защит и т.д. Основной вывод детерминистского анализа – вопросы безопасности решены в соответствии с нормативными требованиями, достигнутым уровнем развития науки и техники. Это не исключает, безусловно, в процессе итерационного анализа выявление определенных недостатков в проектных решениях и их устранение. У вероятностного анализа иная направленность. В рамках этого анализа важно определить, в каких условиях отсутствует успех в выполнении функций безопасности и могут реализоваться различные неблагоприятные последствия. Именно это сочетание исследований, как с позиции достоинств, успеха, так и с позиции потенциально возможного «неуспеха», слабых звеньев обеспечивает полноту анализа безопасности.

С другой стороны, если в рамках детерминистского анализа безопасности применительно к ядерной установке различные системы, барьеры, уровни защиты, проектные и запроектные аварии рассматриваются в определенной степени отдельно друг от друга, то в рамках вероятностного анализа ставится задача исследования и количественной оценки безопасности установки в целом, как сложной системы взаимосвязанных элементов и факторов, включая человеческий фактор в его благоприятных и неблагоприятных с точки зрения безопасности проявлениях. В рамках вероятностного анализа безопасности (ВАБ) осуществляется разработка логико-вероятностной модели ядерной установки, проводится всестороннее исследование в рамках этой модели потенциально возможных неблагоприятных событий (отказов, ошибок, внутренних и внешних воздействий) и их сочетаний (сценариев аварий), способных нарушить физические барьеры глубокоэшелонированной защиты с оценкой последствий этих нарушений и вероятности их возникновения. Исследуется влияние различных факторов на последствия аварий и вероятностные показатели.

Таким образом, вероятностный анализ, дополняя детерминистский анализ безопасности, моделирует глубокоэшелонированную защиту во взаимосвязи всех ее уровней и компонентов и обеспечивает выявление «слабых звеньев» в технических решениях и регламенте эксплуатации ядерной установки с определением мер по совершенствованию безопасности. Тем самым достигается системность анализа безопасности ядерной установки в целом, сбалансированность проектных решений. Именно такое понимание роли и значения ВАБ, а не только как инструмента получения тех или иных количественных оценок, обеспечивает, как показывает опыт, эффективность его прикладного применения.

ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТ НА РАЗЛИЧНЫХ ЭТАПАХ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА

Требования системности обуславливают необходимость проведения исследований на различных этапах жизненного цикла установки с учетом специфики каждого из этапов. Используемая в ОКБМ этапность работ по исследованию безопасности с использованием вероятностных методов представлена в табл. 1.

Изложенные подходы апробированы на практике как при разработке новых проектов, так и при авторском надзоре за действующими установками. Исключением является мониторинг риска, технология которого находится в настоящее время в стадии разработки.

Таблица 1

Задачи анализа безопасности с использованием вероятностных методов для различных стадий жизненного цикла ядерной установки

Решаемые задачи	Методы	Результат
Техническое предложение по РУ		
Определение количественных показателей безопасности и принципов их обеспечения.	Анализ требований НД, руководств МАГАТЭ, требований к усовершенствованному ЯУ, результатов исследований прототипных установок.	<p>Вероятностные показатели безопасности в ТЗ на установку:</p> <ul style="list-style-type: none"> вероятность тяжелого повреждения активной зоны; среднее число аварийных остановов реактора в год. <p>Концепция безопасности: общие требования по структуре и составу систем безопасности.</p>
Эскизный проект РУ		
Разработка предложений по резервированию и разнообразию систем. Сравнительный анализ вариантов построения систем безопасности (СБ).	Предварительные оценки надежности исполнительных систем безопасности, вероятности проектных и запроектных аварий.	Рекомендации по структуре и составу СБ. Уточнение перечня проектных и запроектных аварий.
Технический проект РУ		
1. Оптимизация структуры и состава СБ, определение регламента проверок работоспособности. 2. Формирование требований к надежности СБ ядерной установки, находящихся за рамками проекта РУ.	Анализ надежности систем безопасности и вероятностный анализ аварий с учетом особенностей структуры и состава РУ, систем безопасности, опыта эксплуатации прототипов, влияния ошибок персонала, отказов по общей причине, технического обслуживания и ремонта оборудования.	<p>1. Уточнение структуры и состава СБ.</p> <p>2. Рекомендации по регламенту проверок работоспособности оборудования, условиям безопасной эксплуатации по техническому обслуживанию и ремонту оборудования при работе реактора на мощности.</p> <p>3. Требования к надежности СБ ядерной установки за пределами проекта РУ.</p>
Проект ядерной установки		
Обеспечение сбалансированности технических решений и организационных мер по безопасности.	<p>Вероятностный анализ безопасности:</p> <ul style="list-style-type: none"> разработка логико-вероятностной модели ядерной установки и базы данных; определение доминирующих аварийных последовательностей (АЛ) - комбинаций исходных событий (ИС), отказов оборудования и ошибок персонала, которые могут привести к неблагоприятным состояниям со значительной вероятностью; определение относительной значимости (влияния на вероятностные показатели безопасности) различных систем, оборудования и ошибок персонала; анализ важных зависимостей между событиями, системами, действиями персонала, которые влияют на вероятностные показатели безопасности; выявление важных аварийных последовательностей с точки зрения необходимости выполнения дополнительного детерминистского анализа аварий, выполнение указанного анализа и уточнение модели ЯУ. 	<p>1. Рекомендации по исключению «слабых звеньев» проекта в системе мер по обеспечению безопасности.</p> <p>2. Рекомендации по разработке эксплуатационной документации в части мер по предотвращению аварий и управлению ими.</p> <p>3. Оценка соответствия проекта нормативным ориентирам по вероятностным показателям.</p>
Эксплуатация ядерной установки		
Авторское сопровождение, оценка мероприятий по модернизации систем, важных для безопасности, совершенствование эксплуатационной документации. Обоснование мероприятий по совершенствованию безопасности при продлении срока эксплуатации. Поддержка персонала при проведении технического обслуживания и ремонта оборудования, важного для безопасности. Выявление «предшественников» аварий и внедрение корректирующих мер.	<p>Оценка показателей надежности элементов СБ и тенденций их изменения (мониторинг надежности).</p> <p>Статистическая оценка индикаторов безопасности и тенденций их изменения (интенсивность срабатываний АЗ, частичных снижений мощности и др.) - мониторинг безопасности.</p> <p>Анализ надежности модернизированных СБ, развивающийся вероятностный анализ безопасности.</p> <p>Мониторинг риска.</p>	<p>1. Рекомендации по замене оборудования, выработавшего ресурс.</p> <p>2. Корректирующие меры по результатам анализа индикаторов безопасности.</p> <p>3. Оценка эффективности модернизации технических решений и совершенствования эксплуатационной документации, в том числе при продлении срока эксплуатации.</p> <p>4. Оперативная оценка вероятностных показателей установки с учетом конкретного состояния систем и оборудования с целью предупреждения о состояниях с низким уровнем безопасности и совершенствования регламента эксплуатации. Оценка значимости нарушений в работе энергоблока, инцидентов по отношению к определенным показателям безопасности с целью принятия дополнительных мер защиты к наиболее критическим событиям. Обучение персонала станции в части влияния на безопасность различных событий и их комбинаций.</p>

Планомерность и этапность работ, начиная с ранних стадий проектирования, позволяют не только всесторонне исследовать объект анализа, но и последовательно совершенствовать меры обеспечения безопасности, органично внедряя усовершенствования в проект ядерной установки.

ФОРМИРОВАНИЕ ИНФРАСТРУКТУРЫ ВЕРОЯТНОСТНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Основные элементы инфраструктуры, в рамках которой выполняются исследования безопасности с использованием вероятностных методов, представлены на рис.1.

Отправной точкой исследования являются требования нормативных документов в области государственного регулирования безопасности, рекомендации руководств МАГАТЭ, требования эксплуатирующих организаций к усовершенствованным установкам, а также уровень исследований и достигнутые показатели в проектах усовершенствованных установок. Наряду с изучением указанной нормативной и проектной баз специалисты ОКБМ принимали непосредственное участие в разработке нормативных документов [6–7] и ряда др.



Рис.1. Инфраструктура исследований безопасности ядерных установок с использованием вероятностных методов

Следует подчеркнуть, что ВАБ – «тонкая» технология, сочетающая инженерный анализ сложных систем, компонентов ядерной установки, действий персонала, особенностей протекания аварийных процессов, логико-вероятностное моделирование, экспертное оценивание. Поэтому эффективное применение ВАБ требует методической подготовки специалистов, опыта системных исследований, культуры безопасности, объективного подхода к оценке проекта. Важное значение имеет подготовка квалифицированных кадров. Специалистами ОКБМ уделяется постоянное внимание вопросам создания учебных пособий для вузов [8–10]. Одним из авторов на протяжении ряда лет читается курс лекций студентам физико-технического факультета Нижегородского технического университета по вопросам безопасности, где определенное внимание уделяется изучению будущими специалистами методологии вероятностного анализа.

Опыт эксплуатации отечественных и зарубежных установок является важнейшей питательной средой для формирования базы данных и знаний для ВАБ. В ОКБМ разработана информационно-поисковая система (ИПС) «Источник» [11], с использованием которой аккумулируется опыт нарушений в работе оборудования, инцидентов и аварий отечественных и зарубежных установок.

Что касается действующих установок разработки ОКБМ, то для всех развиваются компьютерные системы мониторинга надежности и безопасности на основе совершенствования и развития ИПС «Источник». Как один из результатов указанной работы в ОКБМ сформированы базы данных по надежности оборудования, вероятностям исходных событий для судовых установок, установки БН-600, промышленных реакторов.

Организация работ на предприятии регламентируется стандартом предприятия «Обеспечение безопасности ядерных установок» (СТП МИ 02.04 -117-2003), где отражены вопросы этапности работ по выполнению анализа безопасности с использованием вероятностных методов, организации обратной связи между эксплуатирующими организациями и ОКБМ в части безопасности.

В развитие требований нормативных документов, руководств МАГАТЭ в ОКБМ с участием РНЦ «Курчатовский институт» сформирован комплект руководств по выполнению задач вероятностного анализа согласно схеме на рис. 2.

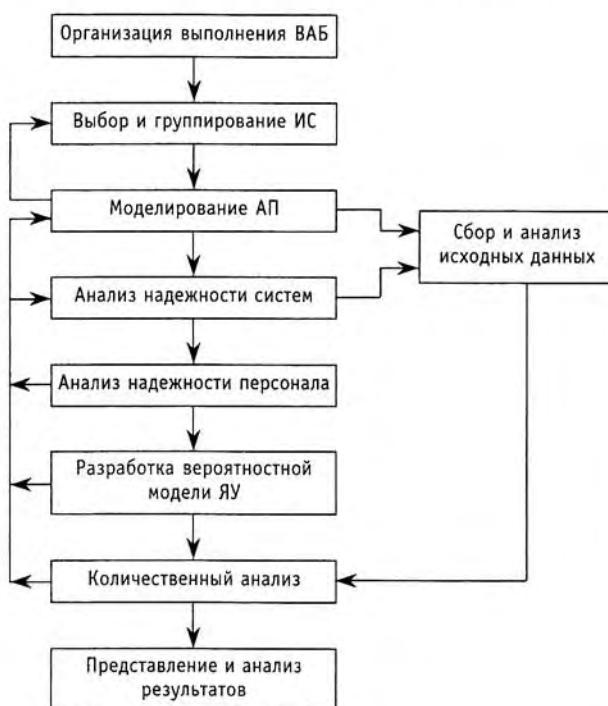


Рис. 2. Основные задачи при выполнении ВАБ ядерной установки

Значительное внимание на протяжении последних 20 лет уделяется созданию и совершенствованию программных комплексов для моделирования систем, отдельных компонентов и ядерной установки в целом при проведении ВАБ, характеристика которых будет представлена ниже. Наряду с собственными разработками в ОКБМ освоены известные американские программные комплексы CAFTA и MACSS 2. Программа CAFTA предназначена для моделирования систем и аварийных последовательностей, и использовалась при разработке ВАБ промышленных реакторов в рамках российско-американского сотрудничества. Программа MACCS 2 является унифицированной программой оценки радиационных последствий на местности в результате выброса радиоактивных веществ в атмосферу. Программа MACCS 2 оценивает риск радиационного воздействия от возможного выброса радиоактивных веществ в атмосферу с помощью метода случайной выборки метеорологических условий, реализуе-

мых в течение года. Анализ радиационных последствий аварий выполняется с учетом моделирования защитных мероприятий, проводимых после возникновения аварии, в целях уменьшения дозы облучения населения.

РАЗРАБОТКА И ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ВАБ

Выполнение вероятностного анализа безопасности предусматривает разработку сложной логико-вероятностной модели ядерной установки с проведением всестороннего ее исследования, что требует соответствующего программного обеспечения.

В конце 80 – начале 90 годов в ОКБМ разрабатываются и вводятся в эксплуатацию программы анализа систем безопасности, сценариев развития аварии для ЭВМ ЕС-1066 CRISS и TREES. Программы широко используются для поддержки процесса проектирования установок АСТ-500, БН-600, ВПБЭР-600, АЭС малой мощности и транспортных установок.

По мере развития компьютерной техники и накопления опыта исследований совершенствуется программное обеспечение для ВАБ, и в настоящее время в эксплуатации находится программный комплекс IV поколения CRISS 4.0, предназначенный для использования на персональном компьютере типа IBM PC, работающем под управлением операционной системы MS Windows [12].

Моделирование систем безопасности и аварийных последовательностей с использованием программного комплекса осуществляется в виде деревьев отказов (ДО) и деревьев событий (ДС) с проведением их качественного и количественного анализа. При этом решаются следующие задачи:

- накопление в базах данных информации о составе систем безопасности, исходных событиях аварий, учитываемых ошибках персонала и показателях надежности оборудования ядерной установки, включая параметры моделей учета отказов по общей причине (ООП), частотах исходных событий, регламенте проверок работоспособности элементов систем безопасности;
- управление реляционными базами данных;
- создание и редактирование ДО и ДС;
- проведение качественного и количественного анализа ДО;
- выполнение анализа значимости, чувствительности и неопределенности;
- редактирование минимальных сечений;
- вывод на печать и сохранение в стандартных форматах MS Word и MS Excel графических изображений ДО и ДС, результатов качественного и количественного анализа, анализа значимости, чувствительности и неопределенности для формирования отчетной документации.

Реализованный в CRISS 4.0 алгоритм анализа ориентирован на возможность эффективной обработки больших ДО с автоматизированным учетом зависимостей, обусловленных отказами по общей причине. С этой целью проводится модуляризация ДО, отсеивание незначимых сечений по абсолютному критерию. Количественный анализ выполняется по асимптотическим формулам без применения численного интегрирования.

В рамках количественного анализа проводится анализ значимости минимальных сечений, базисных событий, определенных наборов минимальных сечений и базисных событий, типов отказов и систем безопасности. Предусмотрена возможность анализа чувствительности результатов анализа. На основе данных по неопределенности показателей надежности базисных событий может быть выполнен анализ неопределенности результирующих показателей надежности и безопасности методом Монте-Карло.

Для оперативной модификации логико-вероятностной модели систем, аварийных последовательностей и установки в целом полученный набор минимальных сечений может быть отредактирован пользователем с уточнением исходных данных и результирующих показателей.

Выполнена верификация программы путем сравнения результатов анализа по программе CRISS 4.0 с аналитическими формулами (аналитические тесты) и результатами качественного и количественного анализа по зарубежным программным средствам, широко используемым при проведении ВАБ ядерных установок: Risk Spectrum (Швеция) и CAFTA for Windows (США) (расчетные тесты).

Результаты верификации позволяют сделать следующие выводы:

- выполнение качественного анализа логических моделей расчетных тестов по программам CAFTA for Windows(США), Risk Spectrum (Швеция) и с помощью программы CRISS 4.0 дает одинаковые наборы минимальных сечений;
- количественный анализ расчетных тестовых примеров с использованием программы CRISS 4.0 дает одинаковый или более консервативный результат (до 4%) в силу более точного учета в алгоритме программы отказов в режиме ожидания в резервированных системах;
- аналитические тесты также подтвердили правильность расчетных алгоритмов.

Практическая апробация программы CRISS 4.0 и результаты верификации показали ее эффективность и возможность широкого использования для проведения ВАБ ядерных установок различного типа.

ПРОГРАММА ДЛЯ АНАЛИЗА НАДЕЖНОСТИ КОРПУСНЫХ КОНСТРУКЦИЙ

Для анализа надежности корпусов оборудования ядерных установок разработана программа АНКОРТ[13]. В качестве исходных данных для анализа используются вероятностные распределения глубины дефекта, физико-механических свойств материала, концентрации примесей (медь, фосфор), эффективности неразрушающего контроля при эксплуатации.

Нагружение конструкции во времени моделируется в соответствии с реальными условиями чередования нагрузок .

Предусмотрено численное моделирование поведения трещиноподобного дефекта и оценка предельного состояния вследствие его развития методами линейной и нелинейной механики разрушения. При этом процесс распространения трещины в металле до критических размеров моделируется при помощи уравнения Пэриса. Используемая методика предусматривает оценку предельных состояний в хрупкой, квазихрупкой и вязкой областях. Оценка критических размеров дефекта осуществляется посредством сравнения расчетных коэффициентов интенсивности напряжений с допускаемыми значениями, которые определяются в хрупкой области по критерию линейной механики разрушения, а в квазихрупкой и вязкой – по критерию нелинейной механики разрушения.

Для количественной оценки вероятности потери работоспособности корпусного оборудования используется метод дискретизации. Непрерывные случайные величины аппроксимируются дискретными величинами с соответствующими вероятностями их реализации. Вероятность Q потери работоспособности определяется для всех случаев наступления предельных состояний через вероятности P_{ij} реализации каждой случайной величины, учитываемой в анализе $Q = \sum_i P_{ij}$. Здесь суммирование ведется по случаям наступления предельного состояния, а произведение по набору случайных величин, при реализации которых возникает предельное состояние.

Программа АНКОРТ апробирована при анализе корпусов судовых установок и реактора ВБЭР-300. Наряду с оценкой вероятности разрушения корпуса реактора программа является инженерным инструментом для исследования влияния особенностей конструктивных решений, свойств материалов и эксплуатационных факторов на надежность корпусных конструкций.

ОПЫТ ПРИКЛАДНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Специалистами ОКБМ на протяжении двух последних десятилетий выполнены многочисленные исследования безопасности с использованием вероятностных методов для установок различного типа и назначения. К числу наиболее крупных исследований следует отнести ВАБ 1-го уровня для Воронежской АСТ и ACT500M в привязке к Сибирскому химкомбинату. В рамках международного контракта с PNNL (США) выполнен ВАБ-1 для промышленных уран-графитовых реакторов. Проведена предварительная оценка риска для энергоблока с газоохлаждаемым реактором по контракту с General Atomic (США). В процессе лицензирования сооружения плавучей АТЭС выполнен вероятностный анализ безопасности энергоблока с реакторной установкой КЛТ-40С. По контракту с JNC (Япония) проведен ВАБ 1-го уровня для установки с реактором на быстрых нейтронах (БН-600).

Вопросы мониторинга надежности и безопасности судовых установок, установки БН-600 отражаются в ежегодных отчетах по опыту их эксплуатации.

Результаты указанных исследований являются предметом отдельного рассмотрения. При этом во всех случаях разрабатывались конкретные рекомендации по совершенствованию технических решений, эксплуатационных процедур, подготовки персонала в части управления авариями.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Изложены вопросы формирования технологии системного исследования безопасности ядерных установок в процессе проектирования и авторского надзора с использованием вероятностных методов.

2. В рамках системного подхода вероятностный анализ обеспечивает полноту анализа, дополняя детерминистское обоснование эффективности мер безопасности исследованием слабых звеньев проекта и моделированием глубокоэшелонированной защиты во взаимосвязи всех ее уровней и компонентов.

3. Рассмотрена этапность работ на различных стадиях жизненного цикла ядерной установки как необходимое условие последовательного совершенствования мер обеспечения безопасности и контроля за ее уровнем.

4. Представлен опыт внедрения важнейших элементов системного подхода, включающих подготовку кадров, организацию работ, создание руководств и программных комплексов, баз данных и знаний.

Литература

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций ОПБ-88/97 НП-001-97 (ПНАЭ Г-01-011-97), Госатомнадзор России//Атомная энергия. – 1997. – Т. 83. – Вып. 6.
2. Общие положения обеспечения безопасности ядерных энергетических установок судов. НП-022-2000. – М.: Госатомнадзор России, 2000.
3. Общие положения обеспечения ядерной и радиационной безопасности корабельных ядерных энергетических установок. ОПБ-К-98. – М., 1998.
4. Основные принципы безопасности атомных электростанций. Отчет Международной консультативной группы по ядерной безопасности (серия изданий по безопасности №75-INSAG-3). Информационный бюллетень № 2(7). – М.: Госатомнадзор СССР, 1988.

5. Safety Standards Series № NS-G-1.2. Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants. Safety Guide. – IAEA, Vienna, 2001.
6. Рекомендации по выполнению вероятностного анализа безопасности атомных станций уровня 1 для внутренних инициирующих событий (при работе блока в режиме выработки электроэнергии во внешнюю сеть). РБ-024-02. – М.: Госатомнадзор РФ, 2002.
7. Основные рекомендации по выполнению вероятностного анализа безопасности атомных станций. РБ-032-04. – М.: Госатомнадзор РФ, 2004.
8. Самойлов О.Б., Бахметьев А.М., Чирков В.А. Вероятностные методы в исследованиях безопасности атомных станций: Учебн. пособие. – Горький: Изд.-во Горьк. полит. ин-та, 1985. – 74 с.
9. Самойлов О.Б., Усынин Г.Б., Бахметьев А.М. Безопасность ядерных энергетических установок: Учебн. пособие для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
10. Бахметьев А.М. Основы безопасности атомных станций: Учебн. пособие. – НГТУ, 2004.
11. Бахметьев А.М., Макеев Ю.А., Морев А.В., Петелин В.А. Создание и совершенствование в ОКБМ баз данных по опыту эксплуатации ядерных установок/Доклад на отраслевом научно-техническом совещании «Состояние отраслевой информационно-аналитической системы по опыту эксплуатации АЭС» (Москва, 18-19 ноября 2003 г.). – М.: ВНИИАЭС, 2003.
12. Бахметьев А.М., Былов И.А. Отечественный программный комплекс для проведения ВАБ АЭС и его верификация/Научно-техническая конф. «Практика разработки ВАБ и использования их результатов для действующих и вновь проектируемых АЭС с ВВЭР» (Москва, 18-20 ноября 2002 г.).
13. Бахметьев А.М., Кайдалов В.Б., Силаев В.М., Сухонина Н.М. Программа вероятностного анализа потери работоспособности корпусов оборудования ядерных установок и ее апробация для водо-водяных реакторов/Научно-техническая конф. «Практика разработки ВАБ и использования их результатов для действующих и вновь проектируемых АЭС с ВВЭР» (Москва, 18-20 ноября 2002 г.).

Поступила в редакцию 10.02.2006

О СИСТЕМЕ МОНИТОРИНГА НАДЕЖНОСТИ И БЕЗОПАСНОСТИ УСТАНОВКИ БН-600*

А.М. Бахметьев, Ю.Л. Каманин, Ю.А. Макеев, Л.А. Попов

*Федеральный научно-производственный центр ФГУП ОКБ им. И.И. Африканова,
г. Н. Новгород*



Представлено состояние дел с разработкой системы мониторинга надежности и безопасности ядерной установки БН-600. Изложены цели создания системы, содержание основных ее элементов, характеристика разработанной компьютерной базы данных. Приведены некоторые результаты статистического анализа опыта эксплуатации установки.

ВВЕДЕНИЕ

Важное значение для обеспечения надежности и безопасности имеет авторский надзор на всех стадиях жизненного цикла ядерной установки (ЯУ), в рамках которого проводится обобщение опыта эксплуатации, причин имевших место нарушений, и при необходимости выработка дополнительных мер по совершенствованию оборудования и процесса эксплуатации установки. Необходимость проведения указанных работ определена нормативной документацией.

В соответствии с требованиями ОПБ-88/97 [1] при эксплуатации атомной станции (АС), необходимо обеспечить сбор, обработку, анализ и систематизацию информации об отказах элементов систем, важных для безопасности. Согласно РБ-030-04 [2], необходимо проводить анализ опыта эксплуатации энергоблоков АС, который должен включать в себя такие задачи, как оценка работы блока (на основании эксплуатационных показателей, характеризующих безопасность, устойчивость работы энергоблока и его способность производить электрическую энергию), оценка нарушений в работе энергоблока (с целью выявления негативных тенденций), оценка надежности оборудования и систем безопасности. По НП-017-2000 [3] при продлении срока эксплуатации энергоблока АС необходимо обеспечить управление и контроль надежности (ресурса) оборудования, реализацию мер по увеличению остаточного ресурса, совершенствование процесса эксплуатации с точки зрения надежности и безопасности.

Для выполнения этих требований ОКБМ в рамках совершенствования авторского надзора установки БН-600 разрабатывает с использованием современных информационных технологий систему мониторинга надежности и безопасности установки.

В статье сформулированы основные положения системы мониторинга, дана характеристика разработанной информационно-поисковой системы, необходимой для под-

© А.М. Бахметьев, Ю.Л. Каманин, Ю.А. Макеев, Л.А. Попов, 2006

* Доклад представлен на IX Международной конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров» (г. Обнинск, 24-28 октября 2005 г.)

держки процесса сбора и анализа эксплуатационных данных, представлены некоторые результаты анализа опыта эксплуатации установки БН-600.

ХАРАКТЕРИСТИКА СИСТЕМЫ МОНИТОРИНГА НАДЕЖНОСТИ И БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ

Разрабатываемая система мониторинга представляет собой постоянно действующую человеко-машинную систему, включающую в себя

- сбор информации в определенном формате;
- создание компьютерной базы данных;
- анализ статистических данных;
- выработку рекомендаций по результатам анализа;
- анализ эффективности внедряемых мероприятий.

Данные по опыту эксплуатации установки БН-600 направляются в ОКБМ эксплуатирующей организацией, а также собираются специалистами ОКБМ в процессе авторского надзора. Перспективной является организация электронного обмена данных по установленному формату.

Создание компьютерной базы данных по нарушениям в работе установки, наработкам и отказам отдельного оборудования, а также ряду дополнительной информации осуществляется с использованием специально разработанной информационно-поисковой системы (ИПС) «Источник», характеристика которой будет представлена ниже.

Целью анализа статистических данных является оценка показателей надежности оборудования, важного для безопасности, показателей надежности реакторной (ядерной) установки, индикаторов безопасности и тенденций их изменения с целью своевременного обнаружения предшественников неблагоприятных событий или изменений процесса эксплуатации. В числе показателей надежности рассматриваются для оборудования – интенсивность отказов, вероятность отказа на требование, для установки – коэффициент использования мощности и ряд других. В качестве индикаторов безопасности анализируются число срабатываний аварийной защиты за определенный период времени, число отключений петель теплоотвода, количество отказов важного для безопасности оборудования. Прорабатывается возможность расширения номенклатуры анализируемых индикаторов.

По результатам анализа разрабатываются рекомендации по техническим и организационным мерам повышения надежности и безопасности эксплуатации оборудования и установки в целом, а также по вопросам продления срока их эксплуатации. Результаты анализа опыта эксплуатации и рекомендации отражаются в ежегодных отчетах.

ИНФОРМАЦИОННО-ПОИСКОВАЯ СИСТЕМА «ИСТОЧНИК»

С целью автоматизации ряда процедур (накопление, хранение, первичная обработка информации) в составе системы мониторинга надежности и безопасности установки БН-600 используется информационно-поисковая система «Источник». ИПС «Источник» разработана на основе среды программирования Microsoft Visual Basic 6.0. База данных ИПС «Источник» располагается на сервере локальной сети предприятия под управлением СУБД Oracle, клиентская часть программы устанавливается на ПЭВМ пользователей (архитектура «клиент–сервер»). ИПС позволяет накапливать информацию:

- по нарушениям в работе ядерной установки;
- по готовности ядерной установки к работе по прямому назначению;
- по наработкам, отказам, показателям надежности оборудования.

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

Предусмотрена ее первичная обработка (вычисление наработок, числа и интенсивности отказов оборудования, построение трендов числа отказов оборудования по годам эксплуатации, вычисление показателей надежности установки в целом и ряд других). Кроме этого, предусмотрена возможность осуществления поиска требуемой информации, считывания данных и копирования их из базы данных в стандартные приложения Microsoft Office для подготовки отчетной документации.

Раздел по нарушениям в работе ЯУ обеспечивает возможность введения и хранения детальной информации по каждому отдельному случаю нарушения (рис. 1). Предусматривается также систематизация информации по количеству автоматических и ручных срабатываний АЗ, случаев ложного введения защиты, контролируемых остановов за определенный период. Обеспечивается введение и наглядное представление информации по количеству нарушений в работе защитных, локализующих, обеспечивающих и управляющих систем безопасности. По каждому такому случаю предусмотрена возможность указать подробную информацию о времени, характере и причинах нарушения.

В разделе по готовности ЯУ обеспечивается систематизация детальной информации (рис. 2) по каждому отдельному случаю останова или снижения мощности. Выполняется обобщение указанной информации за определенный период с представлением показателей надежности, характеристик по плановым и неплановым простоям установки (см. рис. 3).

Раздел по надежности оборудования предусматривает возможность введения и хранения истории эксплуатации (в т.ч. наработок, информации об отказах) по каждой единице оборудования (рис. 4). Предусмотрена возможность получения интегральной информации по всему оборудованию определенного типа за рассматриваемый период с представлением его краткой характеристики (марки, завода-изготовителя, периодичности ремонтов и др.), суммарной наработки, информации о количестве отказов и показателях надежности.

Детальные характеристики. Нарушения в работе ядерных установок.						
		Белоярская АЭС-3(ВН-600)		Проектировщик		
Страна Россия						
Дата ввода в эксплуатацию 08.04.1980						
Номер отчета	Дата и время нарушения	Дата и время вывода на мощность	Описание нарушения, меры безопасности	Причины нарушения	Последствия	Ист. инф.
инв.№818102	13.11.1999 00:00:00		Автоматическое отключение петли. Самопроизвольное срабатывание блокировок при расхаживании стопорного клапана 4ЦВД-А	Непосредственная. Неправильное положение реле (ошибка персонала) Ошибка персонала (начальника смены) при осмотре реле.	Отключение петли №4 на 27 часов, недовыработка электроэнергии	72
инв.№825567	24.01.2000 00:00:00		Отключение ТГ-4 Автоматическое отключение петли	Неправильные действия обслуживающего персонала при проверке работоспособности защиты ТГ-4 по снижению уровня масла в демпферном баке и выполнении работ по устранению причин	Недовыработка электроэнергии	79

Источник информации: Опыт эксплуатации реактора БН-600 на III блоке БАЭС в 2000 г. Отчет по ОКР инв. № 825567. ОКБМ, 2001 г.

Уроки и рекомендации:

Добавить запись Удалить запись Сохранить Отмена Копировать

Рис. 1. Детальные характеристики раздела «Нарушения в работе ЯУ»

Детальные характеристики

Белоярская АЭС-3(БН-600)
ДЕТАЛЬНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ

				Дата ввода в эксплуатацию 08.04.1980		Дата вывода из эксплуатации			
Начало временного периода	Конец временного периода	Дата и время останова/ снижения уровня мощности	Тип собы-тия	Продолжит-ть простой/ работы на сниженной мощности, ч	Причина непланового останова/ снижения уровня мощности	Перечень и продолжит-ть работ, выполняемых во время ремонта	Дата и время вывода на установленную мощность	Уровень сниженной мощности, % от установленной мощности	Ист. инф.
01.1996	01.1997	12.06.1996 00:00	С	40	Течь водорода в системе охлаждения генератора 4.	Отключение петли и устранение дефекта.	14.06.1996 00:00	66	74
01.1996	01.1997	05.10.1996 00:00	П	432	Останов на перегрузку и плановый ремонт	Перегрузка топлива; Устранение дефектов на оборудовании, обнаруженных при техническом освидетельствовании; Средний ремонт ТГ-6 и	23.10.1996 00:00	0	75

Источник информации: Опыт эксплуатации реактора БН-600 на III блоке БАЭС в 1996 г. Отчет по ОКР инв. № 804352, ОКБМ, 1997 г.

Примечание:

Добавить запись **Удалить запись** **Сохранить** **Отмена** **Копировать**

Рис. 2. Детальные характеристики раздела «Готовность»

Интегральные характеристики

Белоярская АЭС-3(БН-600)

Источник информации: Опыт эксплуатации реактора БН-600 на III блоке БАЭС в 1999 г. Отчет по ОКР инв. № 810102, ОКБМ, 2000 г.

Начало временного периода	01.1994	01.1995	01.1996	01.1997	01.1998
Конец временного периода	01.1995	01.1996	01.1997	01.1998	01.1999
Коэффициент использования установленной мощности	78,2	70,3	76,3	73	47,9
Коэффициент технического использования	79,4	79,4	79,8	75,3	50
Коэффициент готовности	1	1	1	1	1
Время неплановых простоев, ч	0	0	0	0	0
Доля неплановых простоев	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Время плановых простоев, ч	1781	1735	1776	2160	4368
Доля плановых простоев	2,83E-01	1,98E-01	2,02E-01	2,47E-01	4,99E-01
Неплановые аварийные остановы блока на 7000 ч работы	0	0	0	0	0
Источники информации	77	74	75	76	77

Примечание:

Добавить запись **Удалить запись** **Сохранить** **Отмена** **Копировать**

Рис. 3. Интегральные характеристики раздела «Готовность»

В настоящее время в ИПС «Источник» созданы базы данных по надежности оборудования реакторной установки БН-600 за периоды с начала эксплуатации энергоблока по 2004 г., по нарушениям в работе установки, включая информацию по неплановым случаям отключения петель и срабатываниям АЗ реактора, формируются базы данных по надежности оборудования систем безопасности и ряд др.

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

Детальные характеристики										
Компонент	Марка	НАСОС (БЕЗ ПРИВОДА) ЦЕНТРОБЕЖНЫЙ								
PWD_R_S_BN_P [сп.81]		OKBM		наработка до отказа, ч до которого требовалась наработка						
Заводской номер	Дата ввода в эксплуатацию (монтаж)	Дата выхода из эксплуатации (демонтаж)	Дата отказа (покраска)	Наработка до отказа (центрирования), ч	Характер отказа	Причина отказа (повреждения, центрирования)	Последствия и принятые меры	Время восстановления рабочего состояния, ч	Примечание	Ист. инф.
Г-232	01.05.1987		29.12.2002	13303		Демонтаж в связи с заклиниванием из-за нарушений персоналом станции условий эксплуатации			Работа в составе ГЧН-2 с 05.2001 по 12.2002 (установлено во второй раз).	80
Г-246	01.04.1980			70370		Демонтаж для капремонта (выработка назначенногоресурса)			Работа в составе 4ГЧН-2 с 04.1980 по 03.1989 (установлено в первый раз)	83
				86167					Работа в составе 5ГЧН-2 с 05.1993 (во второй раз) наработка указана на 12.2003	94
				55454		Демонтаж для капремонта (выработка)			Работа в составе БГЧН-2 с 04.1980 по 19.02 (в первом)	85

Источник информации: ВЗ. Опыт эксплуатации реактора БН-600 на II блоке БАЭС в 1989 г. Отчет по ОКР инв. № 3735 ДСП ОКБМ, 1990 г.

Добавить заводской номер Удалить заводской номер

Добавить запись Вставить запись Удалить запись Сохранить Отмена

Рис. 4. Детальные характеристики раздела «Надежность оборудования»

АНАЛИЗ ОПЫТА ЭКСПЛУАТАЦИИ БН-600

За последние 12 лет эксплуатации установки БН-600 (1993–2004 гг.) имели место три случая останова реактора по алгоритму быстрой аварийной защиты (в том числе два автоматических останова и один выполнен персоналом станции), что в расчете на 7000 ч работы реактора составило менее 0,3. Указанное значение лучше аналогичных показателей, характерных для АЭС стран мира (от 0,6 до 0,9 за 2000–2003 гг.) [4], и с запасом удовлетворяет современным требованиям пользователей, предъявляемым к усовершенствованным реакторам (не более 1 на 7000 ч работы реактора).

За тот же период эксплуатации имело место 18 отключений одной петли теплоотвода со снижением мощности реактора, т.е. происходило в среднем 2 отключения петель в каждые три года.

Большинство таких событий (44%) были вызваны отказами оборудования систем электроснабжения (турбогенераторы ТГВ-200-2МУ3 по причине течи водорода в системе охлаждения и др. [5]). Также имели место отключения петель вследствие отказов систем теплоотвода второго и третьего контуров, связанные в основном с неисправностями и дефектами натриевой и пароводянной арматуры парогенератора (33%). С ошибками персонала было связано 17% событий.

Распределение числа отключений петель теплоотвода по годам эксплуатации представлено на рис. 5, из которого видно, что тенденции к росту их числа нет.

Отключения теплоотводящих петель не привели к существенному снижению среднего уровня мощности блока. Относительная недовыработка электроэнергии при этом невелика и для последних 5 лет эксплуатации установки (1999–2004 гг.) составила от 0,24 до 0,65%, что обусловлено сравнительно небольшой продолжительностью указанных состояний.

Был проведен анализ показателей надежности ЯУ в целом. Изменение коэффициента использования мощности (КИМ) установки за последние 10 лет представлено на рис. 6.

Среднегодовой коэффициент использования мощности установки за рассматриваемый период, в основном, находится в диапазоне от 70 до 80%. Минимальное зна-

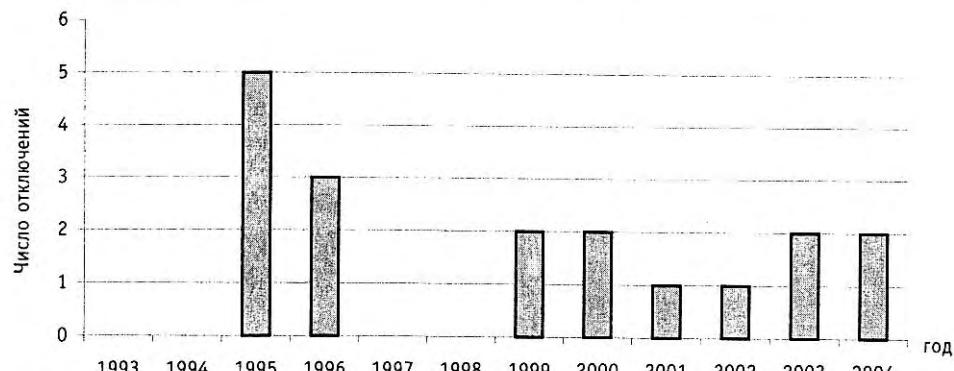


Рис. 5. Распределение числа отключений петель теплоотвода по годам эксплуатации

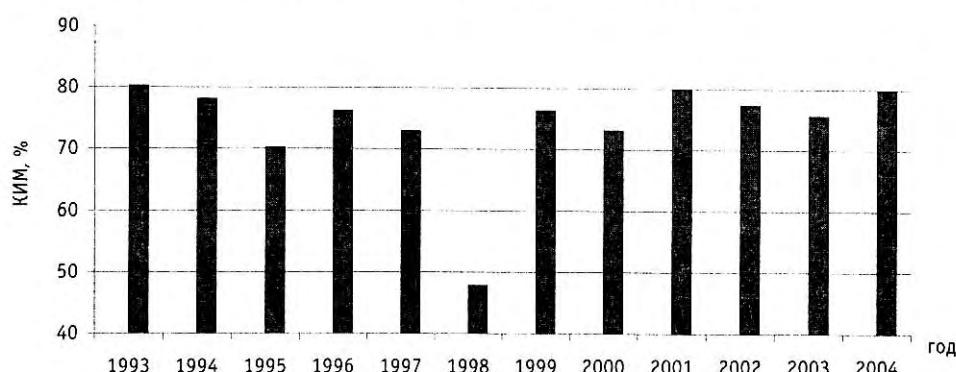


Рис. 6. Распределение КИМ (%) по годам эксплуатации

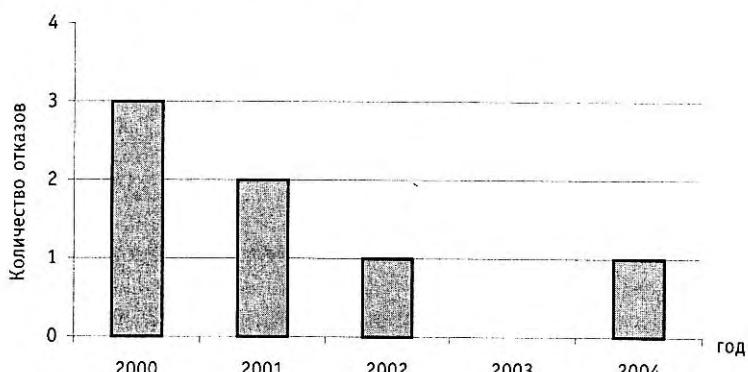


Рис. 7. Распределение отказов оборудования реакторной установки по годам эксплуатации

чение КИМ имело место в 1998 г. и обусловлено продолжительным простоем из-за непланового ремонта центральной поворотной колонны. Среднее значение КИМ установки БН-600 за последние годы (период с 2000 по 2004 гг.) составило ~77%. Величина относительной недовыработки электроэнергии БН-600 на ~ 90% определяется продолжительностью плановых простоев, обусловленных проведением работ по техобслуживанию, ремонту и замене крупногабаритного оборудования, включая турбогенераторы, главные циркуляционные насосы (ГЦН), модули парогенераторов и т.п., и перегрузкой топлива. Анализ потерь КИМ из-за неплановых остановов представлен в [5].

Систематизированы случаи отказов оборудования реакторной установки, включая реактор, исполнительные механизмы системы управления и защиты, главные циркуляционные насосы первого и второго контуров, промежуточные теплообменники, парогенераторы, оборудование систем очистки натрия первого и второго контуров. Диаграмма распределения отказов указанного оборудования за период 2000 – 2004 гг. представлена на рис. 7.

За рассмотренный период имели место отказы электропривода ГЦН-1, гидропривода обратного клапана ГЦН-1, выемной части ГЦН-2, сельсин-датчиков исполнительных механизмов СУЗ и один отказ стержня КС. Тенденции к росту числа отказов указанного оборудования не наблюдается.

Выполнено обобщение и статистический анализ данных по наработкам и отказам оборудования установки БН-600. Результаты оценки показателей надежности отдельного оборудования представлены в табл. 1.

Таблица 1

Показатели надежности отдельного оборудования установки БН-600

Тип оборудования	Вид отказа	Интенсивность отказов (вероятность отказа на требование)
ИМ АЗ	Невведение стержней в активную зону	4,0E-04 1/треб.
ИМ РС	Неперемещение стержня	2,4E-06 1/ч
ИМ КС	Невведение стержней в активную зону	0,72E-03 1/треб.
	Отказ индикации положения штанги	0,62E-06 1/ч
ГЦН-1 в целом (выемная часть, уплотнение вала по газу, электропривод)	Останов при работе	1,3E-05 1/ч
ГЦН-2 в целом (выемная часть, уплотнение вала по газу, электропривод)	Останов при работе	0,62E-05 1/ч
Промежуточный теплообменник	Межконтурная течь	0,7 E-06 1/ч
Парогенератор	Большая межконтурная течь	0,68E-05 1/ч
	Малая межконтурная течь	1,4E-05 1/ч
Фильтр-ловушка	Негерметичность	4,7E-07 1/ч

Определялись точечные оценки интенсивности отказов (вероятности отказа на требование). В случае отсутствия отказов оценивался 60-процентный квантиль соответствующего показателя.

Выполненный анализ показал, что в процессе эксплуатации установки принимались технические и организационные меры, которые позволили устранить большинство отказов, имевших место на ранних этапах эксплуатации. Для отдельных отказов, проявившихся в последние годы работы установки, выявлены причины и приняты меры по предотвращению аналогичных отказов в дальнейшем.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Дано характеристика разрабатываемой системы мониторинга надежности и безопасности установки БН-600.

2. Представлена ИПС «Источник», предназначенная для автоматизации создания баз данных по надежности и безопасности установки, по надежности отдельного оборудования для оперативного обеспечения специалистов исходной информацией при проведении анализа опыта эксплуатации установки и оборудования, выработки рекомендаций по совершенствованию процесса их эксплуатации.

3. С использованием ИПС созданы базы данных по надежности оборудования реакторной установки БН-600 за весь период ее эксплуатации, по нарушениям в работе установки, включая информацию по неплановым случаям отключения петель и срабатывания АЗ реактора, формируются базы данных по надежности оборудования систем безопасности и ряд других.

4. Количество остановов реактора по алгоритму БАЗ в расчете на 7000 ч работы за последнее десятилетие составило менее 0,3, что лучше показателей, характерных для АС стран мира и с запасом удовлетворяет требованиям, предъявляемым к усовершенствованным реакторам. Тенденции к росту количества отключений теплоотводящих петель реакторной установки за период 2000–2004 не наблюдается. Среднегодовой КИМ установки в основном находился за период 1993–2004 в диапазоне от 70 до 80%, среднее значение за период 2000–2004 гг. составило ~77%.

5. Выполнена оценка показателей надежности оборудования реакторной установки. Тенденции к росту количества отказов указанного оборудования за период 2000–2004 гг. не наблюдается.

Литература

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций ОПБ-88/97 НП-001-97 (ПНАЭ Г-01-011-97). – М.: Изд-во «Межрегиональный центр отраслевой информатики Госатомнадзора России», 1998.
2. Анализ опыта эксплуатации при продлении срока эксплуатации блока атомной станции РБ-030-04. – М.: Федеральная служба по атомному надзору, 2004.
3. Основные требования к продлению срока эксплуатации блока атомной станции (НП-017-2000). – М.: Госатомнадзор России, 2000.
4. Показатели работы АЭС. Всемирная ассоциация организаций, эксплуатирующих атомные электростанции (WANO), 2003.
5. Ошканов Н.Н., Баканов М.В., Говоров П.П. О коэффициенте использования установленной мощности энергоблока БН-600 за 25 лет эксплуатации//Электрические станции. – 2005. – № 5. – С. 15–19.

Поступила в редакцию 10.02.2006

АНАЛИЗ ЗАГРЯЗНЕННОСТИ ТРУБЧАТКИ ПГ И ОЦЕНКА МЕЖПРОМЫВОЧНОГО ПЕРИОДА МЕТОДАМИ ДИФФУЗИОННЫХ ПРОЦЕССОВ

О.М. Гулина, К.А. Корниенко, М.Н. Павлова

*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск*



Одним из способов управления ресурсом теплообменных трубок ПГ является периодическое проведение отмывок, что существенно замедляет скорость местной коррозии. В работе аппроксимированы статистические зависимости числа заглушенных трубок от высоты трубной решетки и удельной загрязненности, получено уравнение нелинейного роста удельной загрязненности. Методами теории диффузионных процессов рассчитаны значения межпромывочного периода ПГ при различных уровнях загрязненности с использованием результатов аппроксимации.

ВВЕДЕНИЕ

Надежная работа энергоблока АС определяется техническим состоянием составляющего его оборудования и поддерживается своевременным проведением профилактики, ремонта или замены. Одной из наиболее актуальных проблем эксплуатации АС с ВВЭР является поступление продуктов коррозии конструкционных материалов и коррозионно-агрессивных примесей в парогенератор (ПГ) с последующим их осаждением на теплообменной поверхности трубного пучка. Работоспособность ПГ определяется целостностью теплообменных трубок (TOT). В настоящее время критерием глушения трубы является наличие сквозного дефекта или дефекта с глубиной, превышающей 70% от толщины стенки.

Опыт эксплуатации ПГ показывает, что большинство дефектов образуются под слоем шлама и коррозионных отложений на поверхности трубчатки [1]. Управление ресурсом ТOT заключается в том числе и в проведении профилактических отмывок, освобождающих поверхность ТOT от отложений и снижающих тем самым интенсивность процессов местной коррозии.

Задачей данной работы является разработка на основе анализа эксплуатационных данных по загрязненности поверхности ТOT ПГ методики прогнозирования работоспособности ТOT и оценки периода профилактики.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

В качестве показателя загрязненности используется средняя удельная загрязненность K_d с размерностью $[g/m^2]$.

© О.М. Гулина, К.А. Корниенко, М.Н. Павлова, 2006

Зависимость средней удельной загрязненности теплообменных труб от длительности эксплуатации ПГВ-1000М используется, как правило, в виде линейной зависимости [2]:

$$K_{уд} = 0.005t \text{ (г/м}^2\text{)}, \quad (1)$$

которая эта зависимость относится к средней загрязненности трубчатки по группе ПГ. Чтобы получить зависимости роста загрязненности от времени для дальнейшего использования их в задаче индивидуального прогнозирования работоспособности ТОТ, необходимо проанализировать данные по загрязненности парогенераторов АС, полученные в результате промывок.

АНАЛИЗ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ДАННЫХ

Отложения на поверхности трубчатки ПГ в местах, удобных для их отбора (верхние ряды пучка), часто оказываются непредставительными для оценки общей загрязненности пучка, особенно в его глубине и в нижних рядах. Так, например, толщина отложений на ТОТ, вырезанной из 60-го по высоте ряда на одном из ПГВ-1000 во время ППР, составляла от 0,1 до 1,5 мм, что соответствует загрязненности порядка 350 – 5000 г/м², при том, что загрязненность верхних рядов не превышала нормы [2].

Поскольку большая загрязненность нижних рядов обусловлена еще и физическими причинами, то, вероятно, можно аппроксимировать загрязненность по высоте экспоненциальной зависимостью с параметром λ

$$Z(h) = A \exp(-\lambda h), \quad (2)$$

и с учетом роста загрязненности со временем

$$K_{уд} Z(t, h) = K_{уд} A \exp(-\lambda h),$$

где h изменяется от 0 до H (высота трубчатки ПГ) (рис. 1).

В пользу этого предположения говорит и опыт эксплуатации ПГ, например, БалАЭС. На рис. 2 приведено распределение заглущенных ТОТ на 2 и 3 энергоблоках Балаковской АЭС по высоте трубных решеток. Можно показать, что это распределение удовлетворительно описывается экспоненциальным законом. Здесь же приведен график аппроксимирующей функции.

Вид аппроксимирующей функции $f(h) = C_1 \exp(C_2 h) + C_3$,
где $C_1 = 852$, $C_2 = -0,024$, $C_3 = -7,09$.

Аналогичная зависимость описывает распределение заглущенных ТОТ ПГ 2 блока БалАЭС.

Следует ожидать, что число поврежденных трубок зависит от показателей водно-химического режима (ВХР) (скорость образования отложений) и от качества отмывок (остаточная загрязненность).

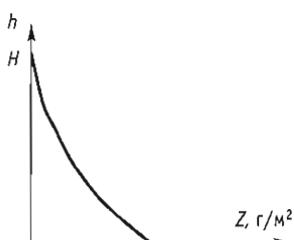


Рис. 1. Предполагаемая зависимость загрязненности от высоты

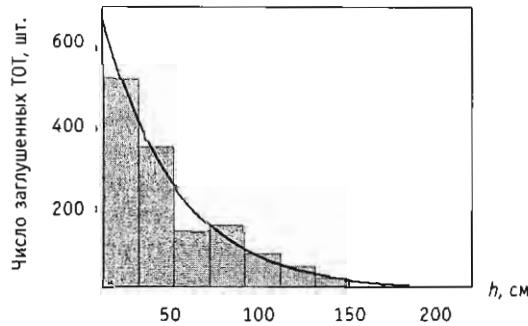


Рис. 2. Распределение заглущенных ТОТ по высоте выходных коллекторов ПГ 3 блока БалАЭС

Для оценки качества отмычки можно ввести коэффициент

$$\delta = 1 - (\eta^-/\eta_+), \quad (3)$$

где η^- – загрязненность после отмычки (остаточная); η_+ – загрязненность до отмычки. Смысл этого коэффициента состоит в *относительной доле отмытых отложений*.

Анализ качества отмылок, проведенных в ППР-96 на КалАЭС, показал, что, например, для ПГ-2 $\delta = 1$, для ПГ-4 $\delta = 0,63$.

Массу загрязнений на поверхности трубчатки можно оценить как среднюю загрязненность, проинтегрировав зависимость (2) с учетом того, что площадь поверхности ТОТ равна S :

$$m = \frac{S}{H} \int_0^H KZ(t, h) dh. \quad (4)$$

Масса вымытого вещества μ равна

$$\mu = S \frac{\delta}{H} \int_0^H KZ(t, h) dh,$$

где коэффициент δ определяет качество промывки, т.е. относительную долю вымытого вещества; S – площадь трубчатки, m^2 , для ПГ ВВЭР-1000 $S = 6115 m^2$ (для 5 блока НВАЭС $S = 5200 m^2$, для ВВЭР-440 $S = 2500 m^2$), $K = K_{уд}$ – удельная загрязненность, g/m^2 ; H – высота трубчатки ПГ, м; t – время, тыс. ч.

После интегрирования получим, что масса вымытых веществ равна

$$\mu = S \frac{\delta}{H} \int_0^H A \exp(-\lambda h) dh = S \frac{\delta K A}{H \lambda} (1 - \exp(-\lambda H)), \quad (5)$$

параметры зависимости (2) можно оценить по массе вымытого вещества

$$A = \frac{\mu \lambda H}{S \delta K (1 - \exp(-\lambda H))} \text{ – по данным в верхней части ПГ; } \lambda = -\frac{1}{h_0} \ln \frac{Z(h_0)}{A} \text{ – по данным о загрязненности на высоте } h_0.$$

Для новых ПГ допустимый уровень загрязненности трубного пучка принят $150 g/m^2$ [5], а для ПГ со сроком службы более 30 лет – $100 g/m^2$. Это значение можно использовать как уровень недопустимой загрязненности при индивидуальном прогнозировании роста загрязненности ТОТ в ПГ.

РАСЧЕТ МЕЖПРОМЫВОЧНОГО ПЕРИОДА

Из анализа результатов промывок, проводимых в ППР на КалАЭС, коэффициент K из уравнения (1) изменялся от $0,002$ (при $\delta = 1$ в предыдущем ППР) до $0,006 g/(m^2 \text{тыс.ч.})$.

Это говорит о том, что чем меньше остаточная загрязненность (чем выше качество отмычки), тем меньше скорость накопления отложений в следующем периоде. Возможно, скорость накопления отложений не является постоянной, а зависит от уже накопленной загрязненности.

В пользу предположения о нелинейности процесса роста загрязненности говорит и статистика измерений загрязненности.

Для данных, приведенных в [3] для ПГ КалАЭС (табл. 1), можно аппроксимировать накопленную загрязненность (g/m^2).

С помощью экспоненциальной регрессии построена аппроксимация для ПГ-1 по результатам 1990–1995 гг. включительно (рис. 3):

$$f(t) = C_0 \exp(C_1 t) + C_2,$$

где $C_0 = 0,091$, $C_1 = 1,403$, $C_2 = 0,188$, t – время, год.

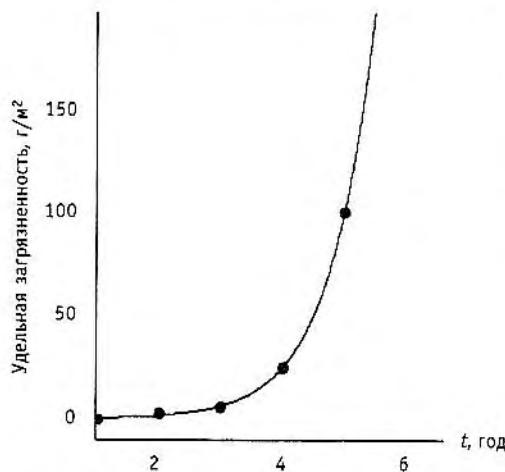


Рис. 3. Аппроксимация загрязненности для ПГ-1

Аппроксимации для остальных ПГ описываются аналогичными функциями, но с другими численными коэффициентами. Подобрав соответствующие коэффициенты по первым нескольким измерениям, можно оценить межпромывочный период приблизительно в 4,5–5 лет, однако уже приблизительно через 3 года происходит переход к высокой скорости роста загрязненности.

Уравнение для скорости роста имеет вид:

$$\frac{dK(t)}{dt} = C_1 K(t) - C_1 C_2,$$

т.е. скорость роста зависит от уже накопленной загрязненности.

Таким образом, появляется возможность прогнозирования времени до очередной промывки. Для этого необходимо задать допустимый уровень загрязненности ТОТ для данного ПГ (критерий предельного состояния) и воспользовавшись результатами теории надежности, оценить время до первого выхода процесса роста загрязненности за допустимый предел.

Эта задача может быть решена путем описания случайного процесса накопления отложений $\xi(t)$ одномерным диффузионным процессом с дифференциалом

$$d\xi(t) = a(t, x)dt + b(t, x)dw(t)$$

и оценки времени первого выхода за допустимый уровень.

Расчет удельной загрязненности с помощью диффузионной модели по данным табл. 1 с различными начальными значениями удельной загрязненности приводит к следующим значениям времени до выхода за допустимый предел (табл. 2)

Удельная загрязненность поверхности ТОТ

Таблица 1

Год, месяц	Удельная загрязненность, г/м²			
	ПГ-1	ПГ-2	ПГ-3	ПГ-4
1989	93/73	149/41	142/77	75/30
1990	82/0	100/7	154/0	0/0
1991, декабрь	2,5	0	2,5	0
1993, январь	6	7	5	3
1994	25	3	52	73
1995	101	77	85	74

37/26 г/м² – загрязненность до/после промывки.

Значения межпромывочного периода при различных значениях остаточной загрязненности для ПГ-1

Таблица 2

Начальное значение, г/м²	Допустимый уровень d , г/м²	Межпромывочный период, год
20	150	5,5
70	150	3,2

Эти значения времени пересечения допустимого уровня можно использовать в качестве значения *межпромывочного периода*.

ВЫВОДЫ

Проведенный анализ роста загрязненности на поверхности трубчатки позволил построить соответствующие зависимости и разработать алгоритмы индивидуального прогнозирования этого процесса в конкретном ПГ с использованием методов теории диффузионных процессов. На основании прогноза оценивается момент первого выхода процесса за предельный уровень, что позволяет оценить время до очередной отмычки. Следует отметить, что результаты, полученные этим методом, показывают хорошее согласие с экспериментальными данными. Это дает возможность расширить постановку задачи и учитывать в диффузионной модели не только данные по загрязненности, но и возможный в этих условиях процесс подшламовой коррозии.

Разработано программное обеспечение расчетов.

Литература

1. Трунов Н.Б., Денисов В.В., Драгунов Ю.Г., Банюк Г.Ф., Харитонов Ю.В. Работоспособность теплообменных труб ПГ АЭС с ВВЭР/Материалы регионального семинара МАГАТЭ «Целостность трубок ПГ» (Удомля, 27-30 ноября 2000 г.). – С.12-18.
2. Харитонов Ю.В., Брыков С.И., Трунов Н.Б. Прогнозирование накопления отложений продуктов коррозии на теплообменных поверхностях парогенератора ПГВ-1000М//Теплоэнергетика. – 2001. – №8. – С. 20-22.
3. Отченашев Г.Д. Водно-химические режимы второго контура Калининской АЭС/Материалы регионального семинара «Целостность трубок ПГ» (Удомля, 27-30 ноября 2000 г.). – С. 55-63.
4. Морозова И. К., Громова А. И., Герасимов В. В., Кучеряев В. А., Демидова В. В. Вынос и отложение продуктов коррозии реакторных материалов. – М.: Атомиздат, 1975.
5. Гетман А.Ф., Козин Ю.Н. Неразрушающий контроль и безопасность эксплуатации сосудов и трубопроводов давления. – М.: Энергоатомиздат. – 290 с.

Поступила в редакцию 23.01.2006

ИССЛЕДОВАНИЕ АКУСТОЗОНДОВОГО СИГНАЛИЗАТОРА УРОВНЯ КИПЯЩЕГО ВОДЯНОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

**В.И. Мельников*, В.В. Иванов*, В.Н. Хохлов*, А.В. Дунцев*,
Е.А. Семенов**, Ю.А. Киселев**, А.Н. Синицын**, И.Н. Киселев**,
А.В. Белин****

* Нижегородский государственный технический университет, г. Н. Новгород

** Опытное конструкторское бюро машиностроения, г. Н. Новгород



В статье приведены результаты стендовых испытаний многоточечного акустического сигнализатора уровня в кипящем водяном теплоносителе высоких параметров в нормальных и аварийных условиях реакторной установки. Сигнализатор определяет фазовое состояние среды в двадцати четырех локальных объемах, распределенных по высоте контролируемого объема в реальном масштабе времени, и вычисляет объем воды в сосуде. Описываются конструкция прибора, разработанное программное обеспечение, результаты лабораторных и стендовых испытаний системы.

Уровень теплоносителя в реакторной установке является важнейшим технологическим параметром, определяющим как ее нормальную эксплуатацию, так и развитие аварийных режимов. Отметим особую важность и сложность контроля уровня кипящего теплоносителя. Такой контроль необходим для управления работой парогенераторов АЭС, ядерных установок моноблочного исполнения, кипящих реакторов и при исследованиях тепломассообмена в энергетическом оборудовании, в частности, в экспериментах по изучению аварийных процессов.

Уровнемер является важнейшим компонентом системы обеспечения безопасности при разгерметизации первого контура реакторов кипящего типа и реакторов под давлением. Технические характеристики уровнемера должны быть таковы, чтобы система безопасности оперативно обнаруживала начальную стадию потери теплоносителя, оценивала размер течи и своевременно регистрировала опасное уменьшение количества теплоносителя в контуре, что необходимо для осуществления соответствующих защитных действий, в частности, для запуска систем глушения реактора, аварийного теплоотвода, включая аварийную проливку активной зоны, и т.д. Кроме того, в ряде применений весьма ценной является информация об объемном распределении жидкости или газа (парогазовой смеси, пара) по высоте сосуда.

В настоящее время такой контроль обычно производится устройствами различного типа, фиксирующими уровень жидкой фазы непрерывно или дискретно. Одна-

© В.И. Мельников, В.В. Иванов, В.Н. Хохлов, А.В. Дунцев, Е.А. Семенов, Ю.А. Киселев,
А.Н. Синицын, И.Н. Киселев, А.В. Белин, 2006

ко принципы действия таких устройств не позволяют решать весь комплекс поставленных задач с требуемой полнотой, оперативностью, надежностью и точностью. Термометрические средства контроля уровня [1] имеют время реакции в 30 с и более, а при объемном вскипании теплоносителя их показания становятся неопределенными и практически не позволяют решать задачу оценки размера разгерметизации и формирования достоверной информации о количестве жидкости в контуре для целей защиты.

В работах [2,3] нами предложена методика и измерительная система на основе ультразвуковых волноводных зондов, позволяющая контролировать распределение объемной концентрации газовой фазы по высоте с любым заданным шагом в реальном масштабе времени. Общее количество жидкой фазы теплоносителя в сосуде, а также величины уровней (весового, объемного, гидродинамического и т.д.) находятся при помощи простых вычислений. Основы теории и конструирования зондовых датчиков приведены в монографии [4].

Конструкция многоточечного ультразвукового сигнализатора уровня для реакторной установки моноблочного типа была разработана совместно сотрудниками Нижегородского технического университета (НГТУ) и Опытного конструкторского бюро машиностроения (ОКБМ). Сигнализатор был изготовлен в ОКБМ и успешно прошел теплофизические испытания в натурном теплофизическому стенде. В настоящей работе приводятся результаты этих испытаний при различных сценариях развития аварийных процессов.

Сигнализатор уровня состоит из акустозондового датчика и электронного блока генерации и обработки сигналов. Для накопления и обработки информации в процессе испытаний использовался персональный компьютер.

Датчик состоит из четырех герметичных чехловых труб, внутри которых размещено по 12 волноводов (рис. 1). Трубы скомпонованы в систему, состоящую из двух пар параллельных друг другу труб. Каждая пара содержит одну трубу с размещенными в ней излучающими волноводами и вторую – с приемными. На верхних торцах всех волноводов установлены электромеханические пьезопреобразователи. Нижние концы волноводов выведены из труб через боковые отверстия и загерметизированы специальными элементами в виде двойных конусов, обеспечивающих проводку акустических колебаний в теплоноситель. Таким образом, излучающие и приемные волноводы одной пары чехловых труб формируют 12 контролируемых объемов датчика, размещенных по высоте с шагом 200 мм. Аналогичные компоненты содержит вторая пара труб, формирующая второй набор контролируемых объемов. В конструкции датчика эти две пары труб смешены друг относительно друга по высоте на 100 мм. В результате образуется двадцать четыре контролируемых объема, расположенных по высоте с шагом 100 мм. В совокупности контролируемые объемы формируют измерительный участок уровнемера высотой 2400 мм.

Чехловые трубы скреплены дистанционирующими элементами и заварены в герметизирующем контур фланце. В конструкции датчика также предусмотрена защита от излучений активной зоны через чехловые трубы СУ. В верхней части датчика размещены сорок восемь согласующих трансформаторов и разъемы для подключения 4-х соединительных кабелей.

При установке датчика на объекте верхняя его часть с размещенными внутри пьезоэлементами и другими электротехническими компонентами оказывается над крышкой реактора вне зоны воздействия высоких температур и излучения, что обеспечивает их ресурсную работоспособность. В аварийной ситуации электротехническая часть датчика и соединительный кабель (и датчик в целом) сохраняют работоспособность до 2-х ч при температуре до 180°C с последующим охлаждением в течение суток.

Подчеркнем, что каждая из чехловых труб выполнена герметичной, поэтому в случае повреждения любой из них уцелевшая пара может работать в нормальном режиме, увеличится лишь шаг определения уровня со 100 до 200 мм. Фактически обеспечивается 100%-резервирование.

Волноводы изготовлены из проволоки диаметром 0,8 мм; чехловые трубы имеют диаметр 25×2 мм; общая длина датчика 5 м; материал датчика сталь 12Х18Н10Т. Используются пьезоэлементы из керамики ЦТС-19 диаметром 2,5 мм.

Основные технические характеристики датчика. Число каналов измерения паросодержания 24. Расстояние по высоте между соседними контролируемыми объемами 100 мм. Высота измерительного участка контролируемого сосуда 2400 мм. Описанный внутренний диаметр под установку датчика СУ 100 мм. Максимальная рабочая температура 360°C; давление 25 МПа.

Электронный блок состоит из двух независимых частей, каждая из которых при помощи 2 кабелей связи присоединена к пьезоэлементам и соответственно волноводам, установленным в своей паре чехловых труб датчика, управляет своим микропроцессором и запитывается от отдельного источника питания (100-процентное резервирование).

Электронный блок выполняет следующую последовательность операций:

- генерирует зондирующие импульсы заданной длительности и частоты следования для активации пьезоэлементов излучателей;
- усиливает принятые акустические импульсы, прошедшие через контролируемые объемы;
- производит временную селекцию принятых сигналов и определяет их амплитуды;
- оцифровывает полученные данные и записывает результаты в память;
- вычисляет уровень жидкой фазы теплоносителя и передает полученное значение в аналоговом и цифровом виде (RS-485) оператору;
- сигнализирует об опасном снижении уровня и вырабатывает сигналы для системы аварийной защиты;
- кроме того, в автоматическом режиме осуществляет проверку прохождения ультразвуковых сигналов по волноводам, выдавая сигналы об их целостности или повреждении (самопроверка); при обнаружении неисправных каналов (не более заранее заданного числа) блокирует считывание информации с них и корректирует алгоритм расчета уровня с учетом исключенных из работы каналов.

Система работает согласно алгоритму, изложенному в статье [2]. Для исключения

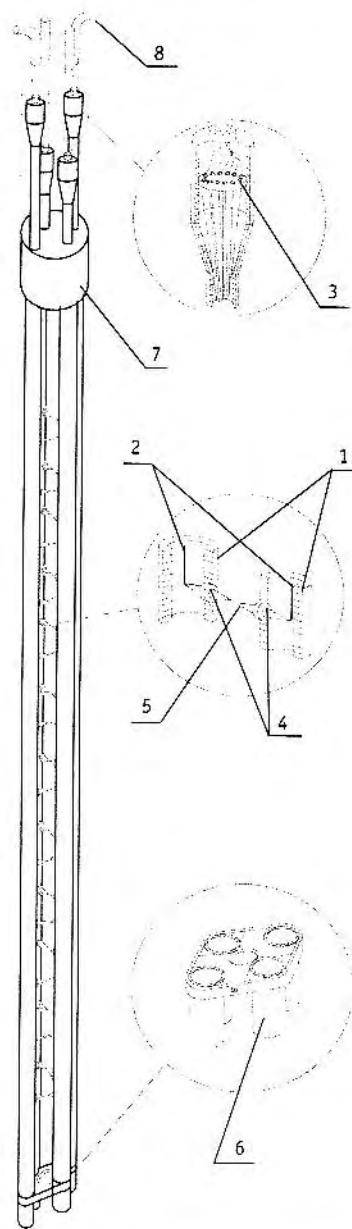


Рис. 1. Схема датчика акустического сигнализатора уровня: 1 – чехловые трубы, 2 – волноводы, 3 – электромеханические преобразователи, 4 – двойные конусы, 5 – контролируемый объем, 6 – дистанционирующий элемент, 7 – узел ввода, 8 – электрические кабели

влияния помех при каждом запуске ультразвукового зондирующего сигнала работает только один излучающий канал и система считывает принятый сигнал только одного принимающего канала. Период полного цикла опроса датчика 50 мс.

Для проведения испытаний использовался стенд ОКБМ Л-800, состоящий из модели реактора интегрального типа со встроенным компенсатором давления; газового баллона объемом около 0,5 м³ для ввода газа (воздуха), буферной емкости объемом около 2,2 м³, предназначенный для приема пара и теплоносителя в динамических режимах, и информационно-измерительной системы. В нижней части модели располагались электрические нагреватели общей мощностью 360 кВт, имитирующие в тепловом отношении активную зону реактора и предназначенные для разогрева теплоносителя до заданных программой параметров. Контроль уровня в модели проводился при помощи поплавкового уровнемера и гидростатическим методом по перепаду давления, который определялся при помощи дифманометра «Сапфир-22ДД» (рис. 2).

Исследования акустозондового уровнемера проводились в «статических» режимах, характеризующихся медленным изменением уровня теплоносителя в контролируемом объеме, и «динамических» режимах быстрого сброса давления, имитирующих аварийные ситуации с потерей теплоносителя (LOCA). Максимальная скорость изменения давления при этом соответствовала максимальной расчетной скорости изменения давления при аварии с разрывом трубопровода dy48.

В «статических» режимах производилось медленное изменение уровня теплоносителя в МР при следующих условиях:

- температура воды 20±5°C, давление атмосферное;

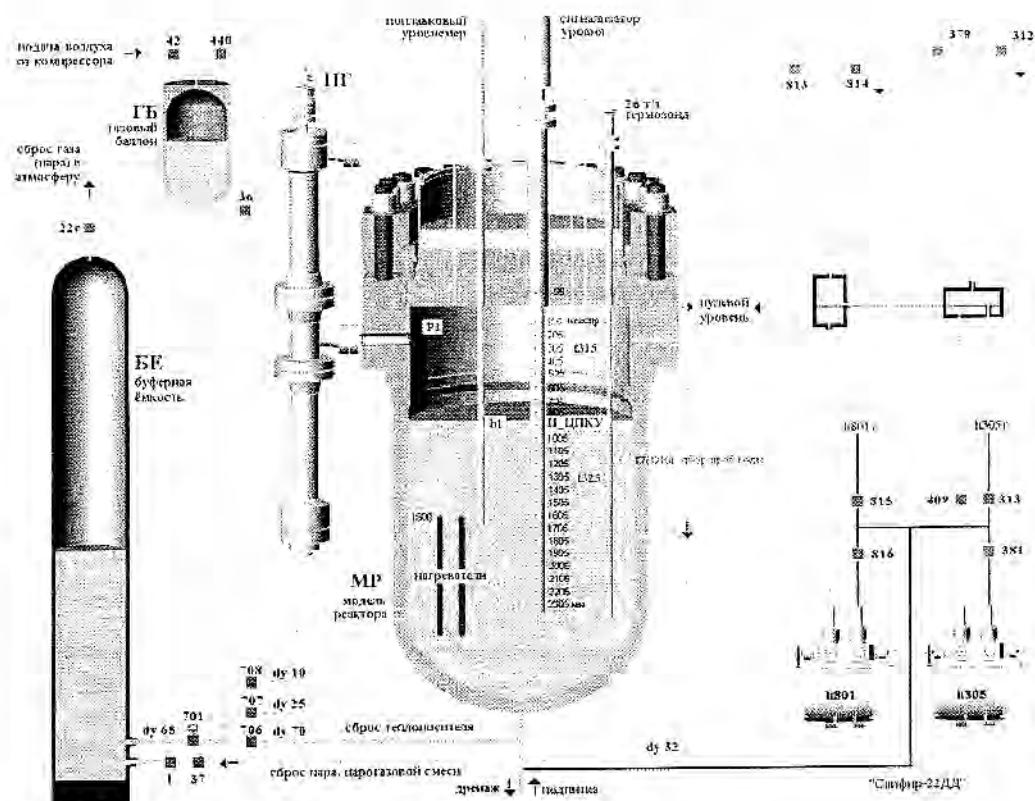


Рис. 2. Функциональная схема стенда Л-800

- температура воды $20 \pm 5^\circ\text{C}$, давление $1,4 \pm 0,5 \text{ МПа}$;
- температура воды $345 - 5^\circ\text{C}$, давление $15,0 \pm 0,5 \text{ МПа}$, режим паровой;
- температура воды $345 - 5^\circ\text{C}$, давление $15,0 \pm 0,5 \text{ МПа}$, режим парогазовый.

Температура теплоносителя перед проведением «динамических» режимов составляла $345 - 5^\circ\text{C}$, давление – $15,0 \pm 0,5 \text{ МПа}$. Режимы отличались между собой средой, находившейся над уровнем теплоносителя. Применялись пар и парогазовая смесь.

После монтажа сигнализатора уровня на стенде Л-800, проведения пуско-наладочных работ и настройки технических параметров электронного блока уровнемера, система контроля уровня была готова к работе. При проведении измерений параметры стенда фиксировались с помощью системы АСНИ.

В начале проводились измерения в стационарных режимах при температуре теплоносителя $20 \pm 5^\circ\text{C}$, атмосферном и повышенном давлениях.

Показания трех типов уровнемеров (акустозондового, поплавкового и гидростатического) в процессе заполнения и дренажа воды из модели реактора с остановками на высотах расположения контролируемых объемов зондов акустозондового датчика приведены на рис. 3.

Показания гидростатического уровнемера корректировались с учетом реального распределения температуры среды в модели реактора по высоте, зафиксированного

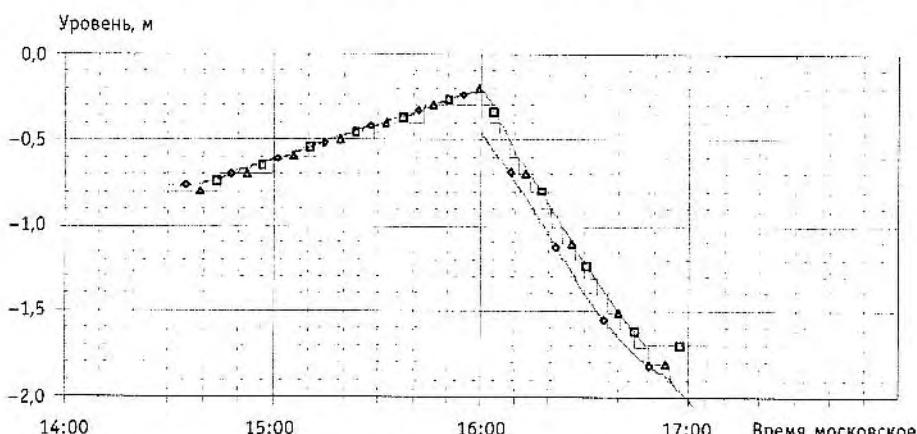


Рис. 3. Показания акустозондового, поплавкового и гидростатического уровнемеров при заполнении и осушении модели реактора ($P = 0,1 \text{ МПа}, t = 20^\circ\text{C}$): \square – h_1 ; \diamond – h_{801r} ; Δ – $H_{\text{ЦПКУ}}$

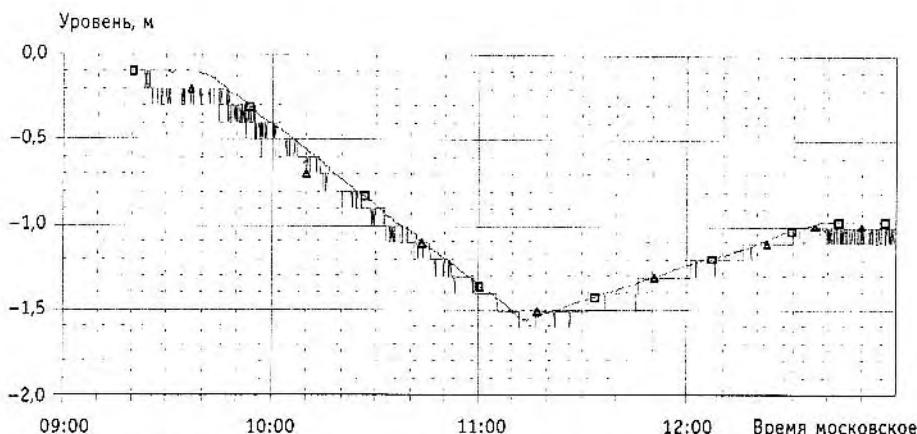


Рис. 4. Показания акустозондового и поплавкового уровнемеров при заполнении и осушении модели реактора ($P = 15,45 \text{ МПа}, t = 342^\circ\text{C}$): \square – h_1 ; Δ – $H_{\text{ЦПКУ}}$

26-точечным термозондом. Некоторое отличие данных, полученных при дренаже теплоносителя, объясняется уменьшением давления в «минусовой» ветке измерителя перепада давления, подключенной к дренажному трубопроводу, за счет гидравлических потерь и наличия скоростного напора.

Показания акустозондового и поплавкового уровнемеров при плавном изменении уровня при высоких параметрах теплоносителя и паровой компенсации давления приведены на рис. 4. Методика проведения эксперимента была следующей. Стенд полностью заполнялся дистиллятом и подключался к буферной емкости, заполнен-

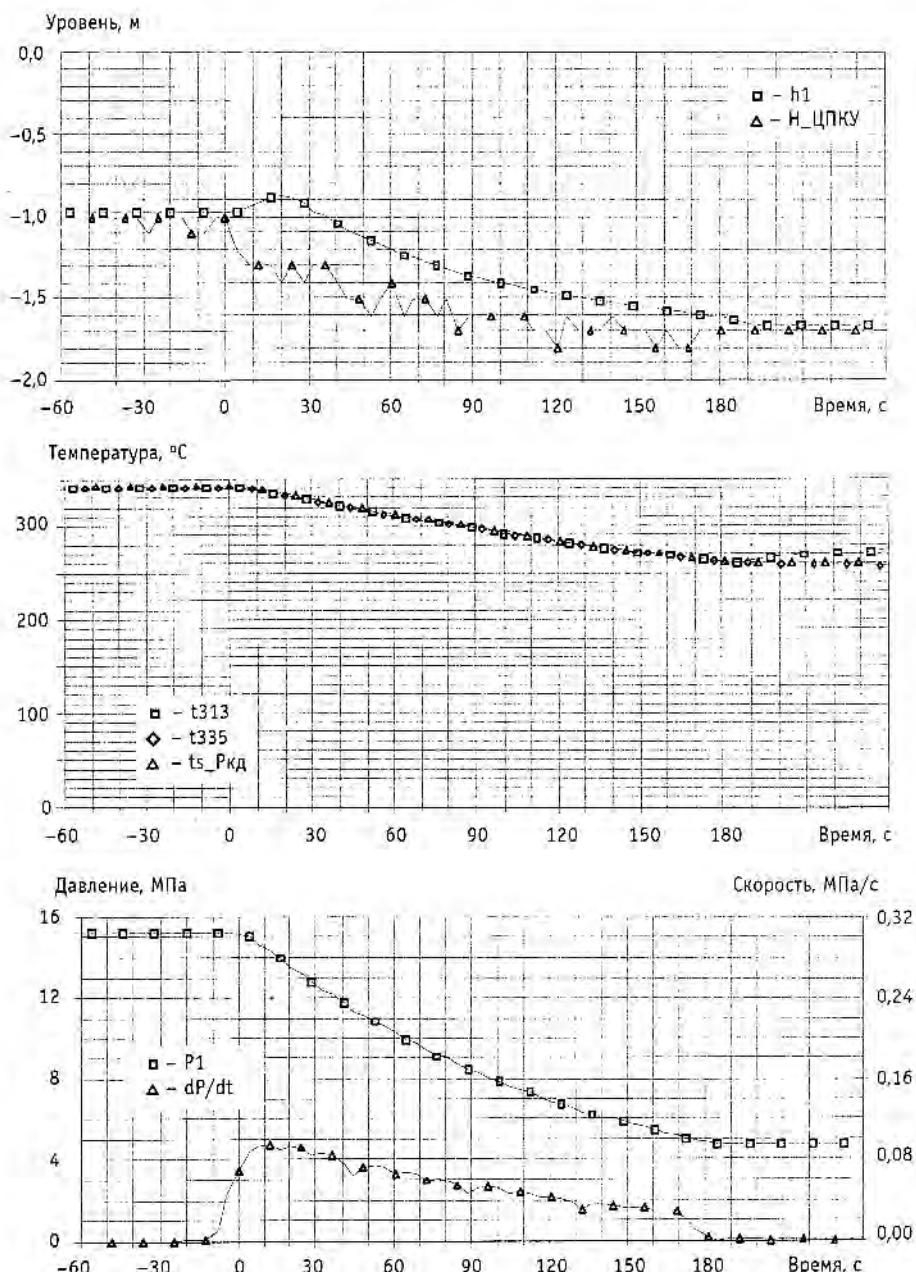


Рис. 5. Показания акустозондового и поплавкового уровнемеров и изменение параметров модели реактора во времени при сбросе давления

ной до уровня около 1 м. С помощью компрессора в системе создавалось давление около 10 Мпа; за счет внутренних нагревателей стенда теплоноситель разогревался до 342°C ; при давлении около 15 Мпа система стабилизировалась путем дренажа излишней (расширяющейся при нагреве) воды в дренажный бак. После достижения стационарного состояния с $t \approx 342^{\circ}\text{C}$ и $P \approx 15$ Мпа буферная емкость отсекалась и проводился медленный дренаж теплоносителя из модели реактора, сопровождавшийся образованием над уровнем воды паровой подушки. После достижения теплоносителем уровня 1,6 м от нижней поверхности крышки (уровень верхнего торца внутренних нагревателей стенда) дренаж воды останавливали и начинали заполнять модель реактора водой при помощи подпиточного насоса.

Аналогичные результаты были получены при парогазовой компенсации давления.

Рассмотрение полученных графиков позволяет сделать вывод о фактическом совпадении показаний исследуемого сигнализатора уровня и штатных уровнемеров стенда. Функционирование сигнализатора уровня в этих режимах вполне удовлетворительно.

Поведение акустозондового уровнемера в динамическом режиме при сбросе давления, имитирующего аварийную ситуацию с потерей теплоносителя типа LOCA, показано на рис. 5.

На изменение уровня оказывают влияние пузырьки пара, образующиеся в объеме теплоносителя при его вскипании. Появление пузырьков, а также особенности алгоритма вычисления уровня, приводят к некоторому снижению показаний в аварийных режимах разгерметизации контура относительно режимов без кипения. Следует заметить, что занижение показаний уровнемера в аварийных режимах разгерметизации (относительно поплавкового), вызванное появлением пузырей пара, обеспечивает консервативный подход к управлению реактором, т.е. срабатывание АЗ по снижению уровня произойдет несколько раньше, «с запасом», чем задано уставкой. Внешний вид датчика сигнализатора уровня и вторичного прибора приведены на рис. 6 и 7.

Показания каждого из датчиков сигнализатора уровня в динамических режимах представлены на рис. 4, 5 и 6. На них отчетливо видны пузырьки пара в водном объеме теплоносителя, а также граница раздела сред, обозначенная черной жирной линией. На указанных рисунках нанесены также показания поплавкового уровнемера Л968 01СП и черной тонкой линией – выходные показания СУ, определяемые количеством точек, находящихся в воде. Очевидно, что уровень, вычисленный суммированием количества «точек» СУ, находящихся в воде, ниже указанной на графиках границы раздела «вода – парогазовая смесь».

Полученные данные позволяют сделать вывод о достаточно надежном функционировании акустозондового уровнемера в режимах разгерметизации реакторной установки.

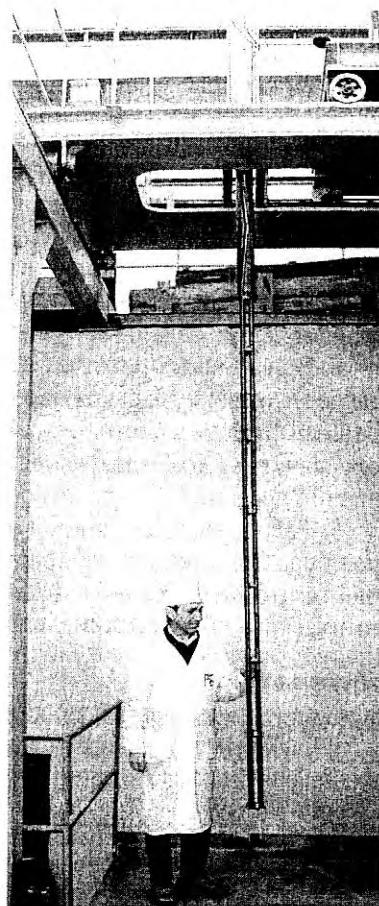


Рис. 6. Внешний вид датчика сигнализатора уровня

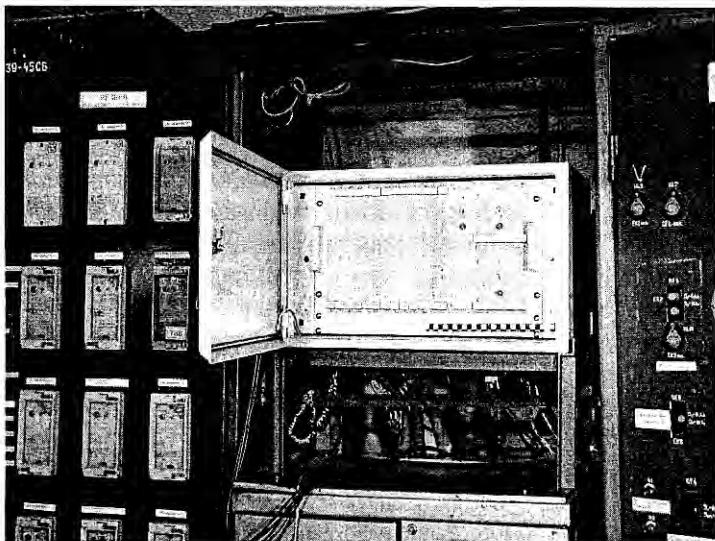


Рис. 7. Внешний вид вторичного прибора сигнализатора уровня

ВЫВОДЫ

1. Предложена система определения уровня кипящего теплоносителя, основанная на измерении распределения паровой фазы по высоте акустическими зондами (датчиками).

2. Разработана методика, позволяющая в режиме реального времени осуществлять оперативный контроль за количеством теплоносителя в реакторных установках с естественной циркуляцией и моноблочного исполнения на всех режимах их работы, а также в других изделиях, где необходим контроль уровня рабочих и аварийных условий их эксплуатации.

3. Испытания показали, что исследованная конструкция сигнализатора уровня обеспечивает надежное его функционирование при параметрах среды и скоростях их изменения, заданных программой экспериментов, при низкой инерционности.

4. В аварийных режимах при разгерметизации реактора из-за наличия в объеме теплоносителя пузырьков пара и особенностей алгоритма вычисления уровня электронным блоком СУ его показания несколько ниже, чем в режимах без кипения, что обеспечивает консервативность в управлении ППУ (срабатывание АЗ по снижению уровня происходит несколько раньше, чем задано уставкой).

5. Разработанный прибор может быть использован в любых изделиях для контроля уровня и плотности среды, а также экспериментах по изучению развития аварийных процессов в теплофизическом оборудовании, при отработке элементов энергетического оборудования, в процессе технологических испытаний.

Литература

1. Monitoring water levels in VVER pressure vessels. Nuclear Engineering International. March 2001.
2. Мельников В.И., Дунцев А.В., Вьюгин А.Б. Исследование акустозондовой системы определения уровня кипящего водяного теплоносителя//Известия вузов. Ядерная энергетика.– 2002. – № 4. – С. 100-106.
3. Лабутин С.А., Мельников В.И. Ультразвуковые волноводные измерители параметров однодофазных и двухфазных сред и потоков//Датчики и системы. – 2001. – № 2. – С. 54-62.
4. Мельников В.И., Усынин Г.Б. Акустические методы диагностики двухфазных теплоносителей ЯЭУ. – М.: Энергоатомиздат, 1987.

Поступила в редакцию 25.07.2005

НЕЙТРОННОЕ ПРОГНОЗИРОВАНИЕ СЕЙСМИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС*

Ю.А. Рогожин, И.П. Шестопалов

Центр радиационно-химической безопасности, г. Москва



Предполагается, что на работу АЭС могут оказать влияние различные факторы внешней среды, в частности, потоки нейтронов, которые генерируются во время землетрясений. Проанализированы данные о сейсмической энергии, выделившейся из очагов землетрясений на всем земном шаре за период с 1680 по 2004 гг., в сопоставлении с циклами солнечной активности. Существуют 11-летние циклы сейсмической активности на Земле. Выделены также циклические изменения сейсмической активности с длительностью в три солнечных цикла и вековые. Корреляция между солнечной и сейсмической активностью преимущественно отрицательная, но под влиянием мощных солнечных протонных событий корреляция между ними может быть положительной. Наиболее сильные землетрясения происходят в начале векового цикла. В девяностых годах прошлого века наступил новый вековой цикл, в начале которого на протяжении нескольких десятков лет будет отмечаться сильная сейсмическая активность. Землетрясения 26.12.2004 с $M = 9$ и 21.03.2005 с $M = 8,5$ в районе Индонезии подтверждают этот вывод. Работа АЭС в условиях высокой сейсмической опасности предполагает повышение требований к безопасности.

ВВЕДЕНИЕ

Среди различных аспектов обеспечения безопасности АЭС не последнее место занимает сейсмическая безопасность, в основном, как требование не допустить неконтролируемой ядерной реакции при самых серьезных землетрясениях, которые можно ожидать в зоне расположения станции. Катастрофы на атомных электростанциях и других объектах с реакторами могут возникнуть не только в результате ошибок операторов, но и в результате воздействия на функционирование реактора и систем его управления различных явлений внешней среды, в частности, нейтронов земного происхождения, которые генерируются во время землетрясений.

В исследованиях авторов [1, 2] было показано, что сейсмические явления на Земле связаны с солнечной активностью; на Земле существуют 11-летние циклы сейсмической активности, которые имеют отрицательную корреляцию с циклами солнечной активности (с циклами солнечных пятен). Другими словами, наибольшая сейсмическая активность имеет место при минимальной солнечной активности, и наоборот.

© Ю.А. Рогожин, И.П. Шестопалов, 2006

* Доклад представлен на IX Международной конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров» (г. Обнинск, 24-28 октября 2005 г.)

ЦИКЛЫ СОЛНЕЧНОЙ И СЕЙСМИЧЕСКОЙ АКТИВНОСТИ

В работах авторов были проанализированы данные о сейсмической энергии, выделившейся из очагов землетрясений на всем земном шаре за период с 1680 по 2004 гг., в сопоставлении с циклами солнечной активности и геомагнитными возмущениями.

Солнечная активность оценивается так называемыми числами Вольфа. Авторами использовались среднегодовые значения чисел Вольфа, сглаженные за 11 лет [3].

В качестве источника данных о сейсмической активности были использованы базы данных Национального Центра информации о землетрясениях Геологической службы США, (NEIC, USGS) [4] и Международного сейсмологического центра (ISC) [5].

Сглаженные по 11 значениям среднегодовые числа Вольфа и ежегодные выделения сейсмической энергии в землетрясениях на всем земном шаре за период с 1880 по 2004 гг. представлены на рис. 1а. Анализируя все эти данные за представленный временной интервал, можно отметить, что существует примерно 100-летний цикл солнечной активности и сейсмичности Земли, который не совсем совпадает с календарным столетием. Период с 1890 по 1990 гг. оказался вековым циклом сейсмической активности. По мере развития векового цикла, в котором постепенно увеличивается солнечная активность, корреляция между солнечной и сейсмической активностью проявляется как отрицательная. Под влиянием мощных солнечных протонных событий корреляция между ними может быть положительной.

Можно также отметить, что столетний цикл солнечной и сейсмической активности развивается на 3 периода примерно по 33 года, длительность каждого из которых в свою очередь составляет три 11-летних цикла солнечной активности. На кривой, показывающей изменения сейсмической активности в 1900–2000 гг., видны три волны (интервала), длительность каждой из которых равна трем циклам солнечной активности. Минимальные значения первого периода наблюдались в двадцатых годах,

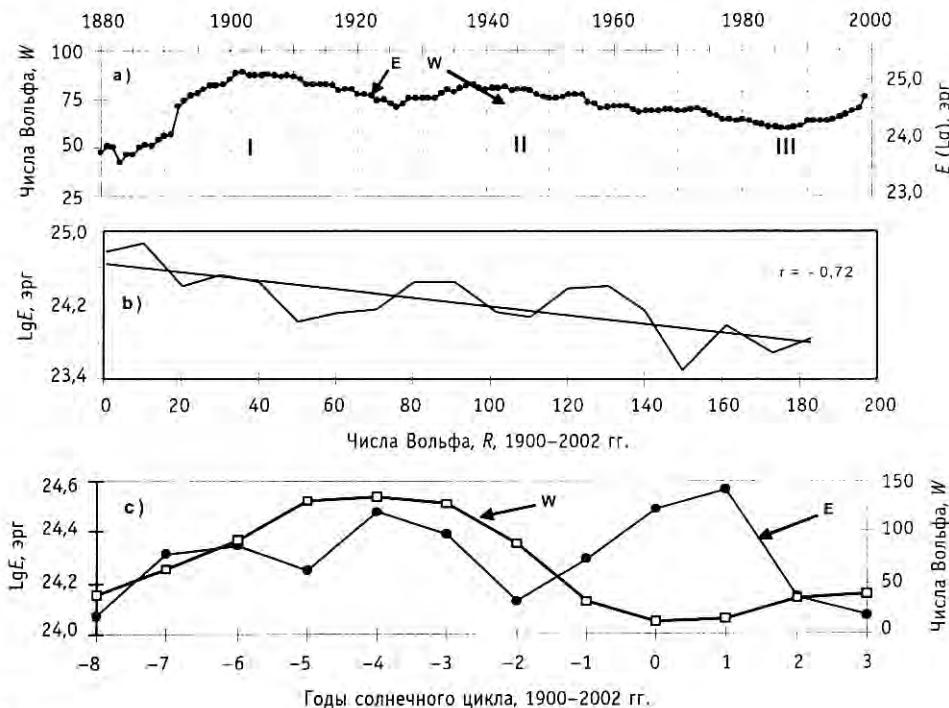


Рис. 1

второго – в конце пятидесятых, третьего – во второй половине восьмидесятых.

Можно также отметить, что в периоды I и III наблюдается отрицательная корреляция между солнечной и сейсмической активностью. Во втором периоде, наоборот, усиление сейсмической активности сопровождалось увеличением солнечной активности.

Зависимость энерговыделений в землетрясениях от чисел Вольфа представлена на рис. 1б, из которого видно, что наблюдается отрицательная корреляция между ними ($r = -0,72$). Связь между солнечной активностью и сейсмичностью Земли исследовалась также при помощи метода наложения эпох.

Временные изменения солнечной активности и сейсмичности Земли за 11 лет, полученные методом наложения эпох за весь исследуемый период, приведены на рис. 1в. На оси абсцисс отложены годы 11-летнего цикла, нулевая отметка на шкале совпадает с минимумом солнечной активности и максимумом сейсмической активности Земли, т.е. в течение 11-летнего периода имеется три максимума энерговыделения. Первый, наиболее сильный, приходится на годы минимума солнечной активности, а два других – на фазу роста и спада солнечной активности соответственно – на период, когда происходит наибольшее число крупных солнечных протонных вспышек.

Таким образом, во временной зависимости годовых значений энерговыделений при землетрясениях существуют 11-летние периоды, обусловленные внутренней активностью Земли, и периоды меньшей длительности, вызванные солнечными вспышками.

Рассматривались также широтное и долготное распределение землетрясений на Земле за этот период (рис. 2). Можно заметить, что наибольшее число крупных землетрясений происходит в Тихоокеанском пояске в полосе долгот 120–180°E и широт 30°S–10°N, а также в полосе долгот 30–120°W и широт 20–60°N, охватывающих США, Японию, Китай, в которых работает достаточное количество АЭС.

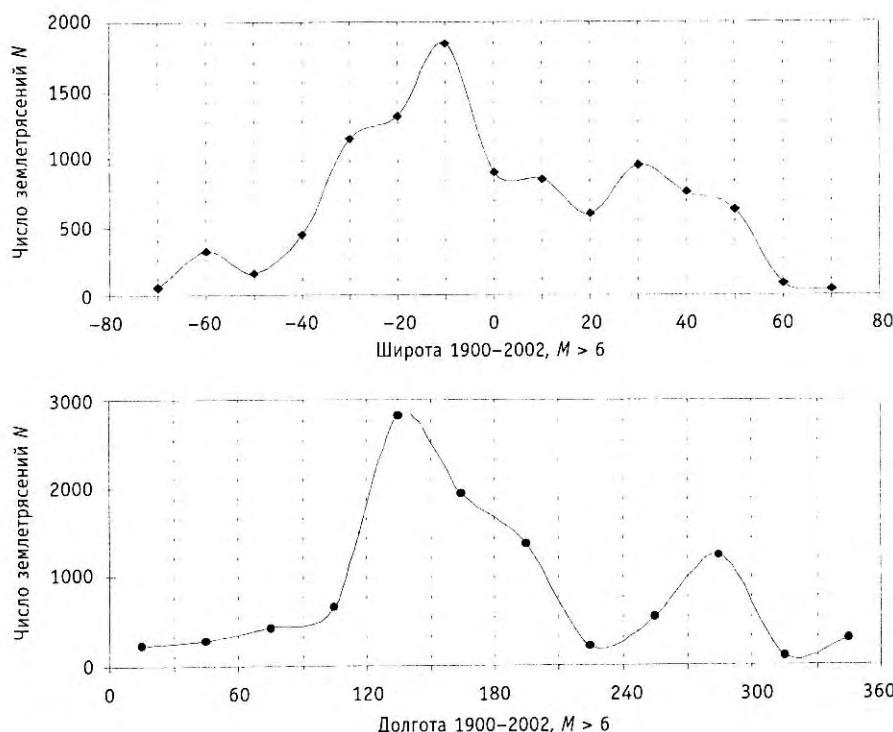


Рис. 2

Анализируя архивные данные с 1690 по 2004 гг., авторы заметили, что в начале XVIII, XIX и XX вв. значения чисел Вольфа были сначала минимальны, но затем наблюдался рост солнечной активности почти на протяжении 100 лет и в конце каждого века происходил ее резкий спад. Из этого следует, что за период с 1690 по 2004 гг. наблюдалось три вековых цикла солнечной активности. Важно отметить, что третий вековой цикл начался в конце XIX и закончился в конце XX века, точнее, в конце восьмидесятых - начале девяностых годов. И затем, в соответствии с нашей теорией, произошло резкое увеличение сейсмической активности, в котором нам предстоит жить в ближайшее время.

О НЕЙТРОНАХ ЗЕМНОГО ПРОИСХОЖДЕНИЯ

В данных исследованиях показано, что сейсмическая активность Земли является источником нейтронов, при этом существует высокая корреляция между энергией землетрясений и потоками нейтронов земного происхождения [1, 2]. Это проявляется в заметном увеличении интенсивности потока нейтронов, особенно вблизи тектонических разломов, перед крупными землетрясениями.

Возможный механизм этого явления представляется следующим образом. Землетрясению предшествуют подвижки земной коры, в результате чего раскрываются разломы, из которых выбрасывается газ радон ^{222}Rn . Последний является высоко альфа-радиоактивным, а последующие ядерные реакции в атмосфере приводят к генерации нейтронов.

Вывод о нейтронах земного происхождения подтверждается в других работах.

Обнаруженная корреляция между сейсмической энергией Земли и потоками нейтронов положена нами в основу разработки нового подхода прогнозирования землетрясений. Авторы разработали способ оперативного прогнозирования землетрясения, в котором в качестве предвестника используется аномальный поток излучения тепловых нейтронов, в качестве прогностических параметров – величины и скорости приращения аномального потока излучений [6–8].

Для иллюстрации рассмотрим временные вариации среднесуточных потоков тепловых нейтронов, зарегистрированных в Центре радиационно-химической безопасности (г. Москва), и сейсмической энергии, выделившейся на всем земном шаре в марте – начале апреля 2005 г. (рис. 3).

Временные вариации сейсмической энергии за тот же период приведены на рис. 4. Известно, что 28 марта 2005 г. произошло очень крупное землетрясение с магнитудой $M = 8,7$ в Индонезии. Из рис. 4 видно, что рост потока нейтронов наблюдался не менее чем за 10 сут до 28 марта, когда произошло землетрясение.



Рис. 3

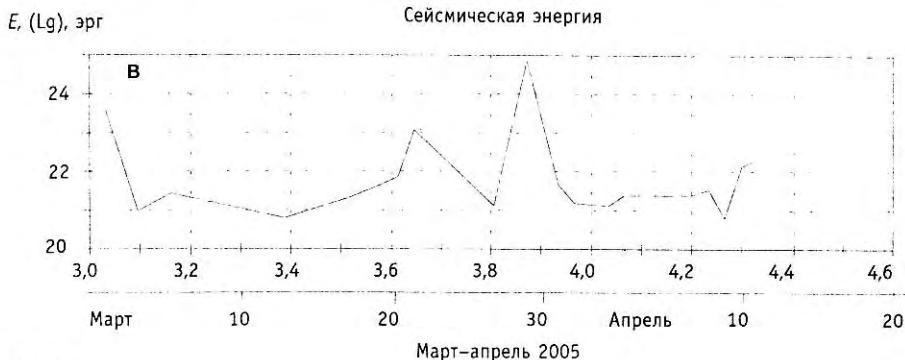


Рис. 4

Возвращаясь к проблеме сейсмической безопасности атомных станций, следует отметить, что все российские АЭС как бы специально привязаны к разломам земной коры. Эта удивительная на первый взгляд особенность имеет простое объяснение. Дело в том, что древние тектонические разломы прикрыты толстыми осадочными породами и не бросаются в глаза. Однако непосредственно над разломами образовались углубления земной поверхности, в которых текут реки и расположены озера. К этим-то водным источникам и привязывали проектировщики строящиеся АЭС, чем и объясняется их соседство с невидимыми тектоническими разломами. Тот факт, что в настоящее время эти тектонические разломы неактивны, не может быть основанием для убеждения в сейсмической безопасности объектов, расположенных вблизи. На протяжении длительной геологической истории были неоднократные случаи подвижек земной коры с активизацией ее разломов. Нет гарантий от повторения подобных случаев с тяжелыми последствиями, в частности, для АЭС.

Поэтому желательно организовать сейсмический мониторинг вблизи станционных промплощадок. Для этих целей могли бы подойти устройства для регистрации нейтронного излучения в качестве предвестника землетрясений. Предлагается вначале опробовать это устройство на одной из наиболее сейсмоопасных АЭС, с тем, чтобы после доработки решить вопрос об их широком применении в качестве сейсмического мониторинга на всех АЭС.

ВЫВОДЫ

1. Существуют вековые циклы солнечной активности и сейсмичности Земли.

Корреляция между солнечной и сейсмической активностью преимущественно отрицательная, под влиянием мощных солнечных протонных событий корреляция между ними может быть положительной.

Наиболее сильные землетрясения происходят в начале векового цикла.

2. В девяностых годах прошлого века наступил новый вековой цикл, в начале которого на протяжении нескольких десятков лет будет отмечаться сильная сейсмическая активность. Землетрясения 26.12.2004 с $M = 9$ и 21.03.2005 с $M = 8,7$ в районе Индонезии подтверждают этот вывод.

3. Сейсмическая активность Земли является источником нейтронов, при этом существует высокая корреляция между энергией землетрясений и потоками нейтронов земного происхождения.

4. Обнаруженная корреляция между сейсмической энергией Земли и потоками нейтронов положена нами в основу разработки нового подхода к прогнозированию землетрясений. Для его апробации целесообразно выполнить наземный эксперимент с организацией нейтронного мониторинга вблизи сейсмически активных зон.

5. Учитывая, что все АЭС расположены вблизи тектонических разломов, представляется разумным организовать нейтронный мониторинг вокруг АЭС с целью повышения их сейсмической безопасности.

Литература

1. Соболев Г.А., Шестопалов И.П., Харин Е.П. Геоэффективные солнечные вспышки и сейсмическая активность Земли//Физика Земли. – 1998. – № 7. – С. 85-90.
2. Шестопалов И.П., Рогожин Ю.А. Корреляция между микробиологической и сейсмической активностью с учетом взаимосвязей «Солнце-Земля» и генерации нейтронных потоков//Авиакосмическая и экологическая медицина. – 2005. – Т. 39. – № 3. – С. 20-26.
3. Solar-Geophysical Data, 1969-2003. <http://www.ngdc.noaa.gov>
4. <http://neic.usgs.gov>
5. <http://www.isc.uk>
6. Шестопалов И.П., Рогожин Ю.А. Способ оперативного прогнозирования землетрясений (получено решение о выдаче патента на изобретение 2005 г.).
7. Шестопалов И.П., Рогожин Ю.А. Устройство для регистрации нейтронного излучения в качестве предвестника землетрясений: Патент на полезную модель № 44835, 2005.
8. Шестопалов И.П., Рогожин Ю.А. Автоматизированная измерительно-информационная система для прогнозирования землетрясений: Патент на полезную модель № 46589, 2005.

Поступила в редакцию 13.02.2006

От редакции

Доклад, по материалам которого публикуется статья, вызвал интерес на конференции необычностью постановки вопроса. Вообще говоря, материал статьи является дискуссионным. Многие положения слабо обоснованы, а некоторые просто предлагаются принять на веру. Однако редколлегия после некоторых обсуждений решила ее опубликовать, исходя из тезиса: «А, вдруг, все правда?!»

МНОГОКРИТЕРИАЛЬНЫЙ АНАЛИЗ РАДИАЦИОННО-ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Т.Г. Сазыкина, И.И. Крышев

Научно-производственное объединение «Тайфун», г. Обнинск



Представлена методология оценки эффективности мероприятий по обеспечению радиационно-экологической безопасности при обращении с радиоактивными отходами на основе многокритериального анализа с учетом радиационных, социальных, экономических и экологических последствий. Методика многокритериального анализа проиллюстрирована на примере обоснования принятия решения в отношении реабилитации загрязненного радионуклидами водного объекта.

ВВЕДЕНИЕ

Обеспечение радиационно-экологической безопасности территорий при обращении с радиоактивными отходами зависит от ряда факторов: типов и категорий РАО, методов их хранения и захоронения, характеристик площадок размещения отходов, требований радиационной защиты населения и охраны окружающей среды, существующих и прогнозируемых уровней содержания радионуклидов в почве, атмосфере, поверхностных и подземных водах, компонентах природных и сельскохозяйственных экосистем.

Как правило, осуществление на практике мероприятий по обеспечению радиационной безопасности при обращении с РАО и реабилитации загрязненных радионуклидами территорий требует значительных финансовых затрат, и поэтому должно тщательно планироваться на основе оптимизации соотношения «польза – затраты». Целью данной работы является развитие такого рода методологии на основе многокритериального анализа эффективности планируемых природоохранных мероприятий.

МЕТОДОЛОГИЯ МНОГОКРИТЕРИАЛЬНОГО АНАЛИЗА

Ранжирование эффективности защитных мероприятий (контрмер) требует применения специальной методологии, такой как многокритериальный анализ (МКА). МКА позволяет произвести интегрированное сравнение эффективности защитных мероприятий по совокупности критерии с учетом разноплановых, зачастую противоречивых факторов. При этом, наряду с выгодой от реализации контрмеры, учитываются радиологические, социальные, экономические и другие ущербы.

Учет и анализ как прямых, так и косвенных радиационных, социальных, экономических последствий определяют в конечном итоге предпочтительность того или ино-

го защитного мероприятия по обеспечению радиационной безопасности населения и надлежащего качества окружающей среды. Кроме снижения дозовых нагрузок на население, контрмеры могут привести и к нежелательным последствиям, которые должны быть оценены [1]. В частности, реабилитация загрязненной территории может сопровождаться дополнительным облучением персонала, загрязнением оборудования, созданием вторичных отходов. Контрмеры могут вызвать сопутствующие социальные и экономические ущербы для населения, а также нанести ущерб природному комплексу на самой реабилитируемой территории. Таким образом, принятие решения о выборе той или иной контрмеры является ответственным шагом, требующим одновременного учета разноплановых критериев. Большое разнообразие учитываемых критериев, многие из которых не сводятся к денежным или дозовым единицам измерений, представляет особую трудность в задачах принятия обоснованных эффективных решений по обеспечению радиационной безопасности территорий при обращении с РАО.

МКА особенно полезен, когда несколько или все критерии не могут быть выражены в денежных единицах, а также когда необходимо провести общее ранжирование вариантов. Для каждого варианта возможной контрмеры вычисляется суммарная полезность (эффективность). Вариант решения с наивысшей суммарной полезностью является предпочтительным.

Методы МКА не исключают использование других методов экономического анализа. Отличительной особенностью МКА является возможность сопоставления критериев, которые исходно не имеют единой единицы измерения (монетарной или какой-либо другой), например, сопоставления экономических, медицинских, экологических, эстетических и культурных критериев путем приведения к общей шкале.

Теория МКА была формализована в [2] и ее приложения нашли применение в рекомендациях МКРЗ по оптимизации радиационной защиты [3], в оценках альтернативных участков для захоронения РАО [4], в системе принятия решений по оценке последствий радиационных аварий [5]. Весьма существенно, что для лиц, принимающих решения, методика МКА может облегчить понимание последствий различных защитных мероприятий и помогает избежать применения некорректных и дорогостоящих контрмер.

ПОСТРОЕНИЕ СИСТЕМЫ КРИТЕРИЕВ

Выбор оптимальной стратегии по обеспечению радиационной безопасности следует осуществлять с учетом как радиационного фактора, так и других важных социальных и экономических эффектов, которые может повлечь за собой осуществление конкретного решения. На практике понятие «обеспечение радиационной безопасности» оказывается весьма сложным, поэтому необходимо разбить его на составляющие компоненты с тем, чтобы они могли быть количественно измерены. При этом необходимо сформулировать общую цель (цель высшего порядка) и подразделить ее на более конкретные цели (цели низшего порядка), которые, в свою очередь, также можно разделить на подцели и затем данную иерархическую процедуру можно осуществлять до тех пор, пока не определится фактор, на котором исполнение цели может быть измерено. Создание иерархии (дерева целей) является весьма полезным, поскольку позволяет разбить сложную проблему на отдельные части.

В задачах многокритериального анализа и выбора оптимальных решений для обеспечения радиационной безопасности территорий при обращении с радиоактивными отходами общая цель может быть сформулирована как «минимизация воздействия от радиоактивного загрязнения территории на столь низком уровне, насколько это разумно достижимо с учетом экономических и социальных факторов». Эта общая цель

может быть подразделена на следующие подцели – минимизация социальных и экономических ущербов от радиоактивного загрязнения территории и минимизация ущерба для окружающей среды.

Система критериев, рассматриваемых в задачах обеспечения радиационной безопасности территории при планировании и реализации контрмер, представлена на рис. 1 в виде дерева критериев, ветвящихся от общих критериев целей и подцелей до конкретных измеряемых показателей.

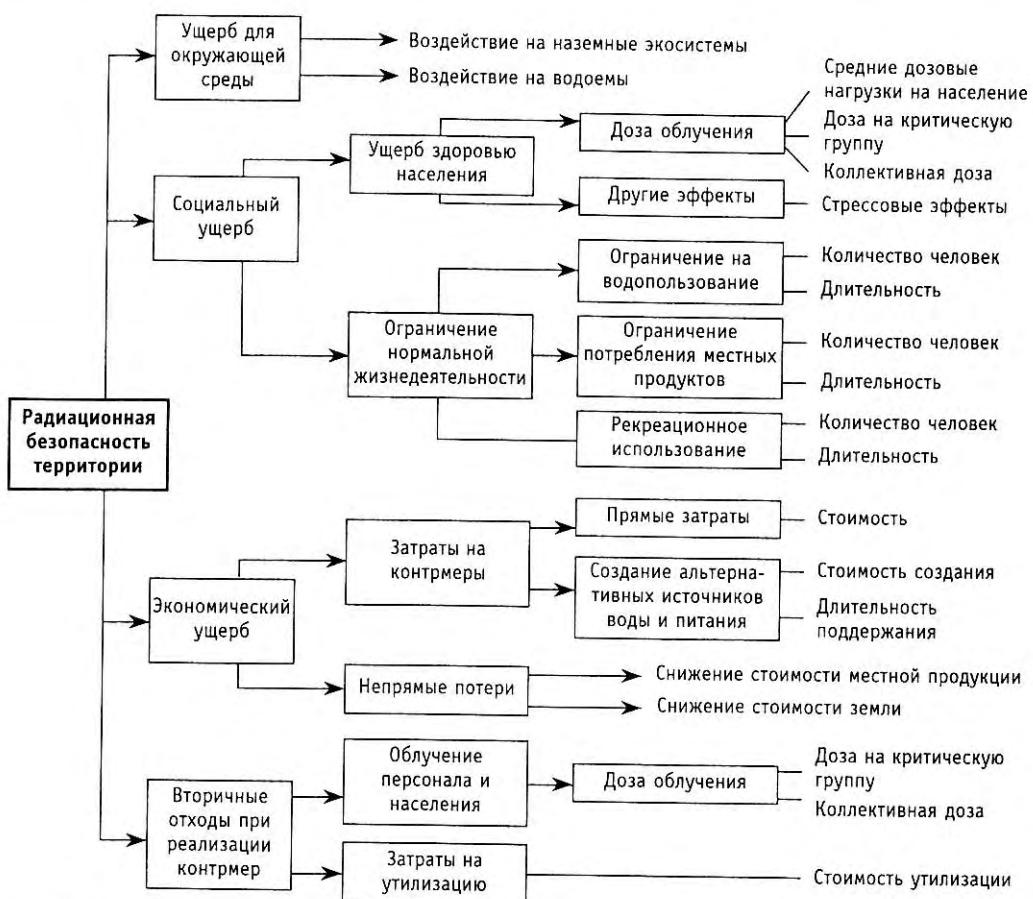


Рис.1. Типичная схема конкретизации критериев («дерево критериев») для принятия решений об обеспечении радиационной безопасности при радиоактивном загрязнении территории

ОЦЕНКИ ЧАСТНЫХ КРИТЕРИЕВ ЦЕЛИ И ПОСТРОЕНИЕ ФУНКЦИИ ПОЛЕЗНОСТИ

Основная проблема в решении многокритериальных задач заключается в неоднородности частных критериев, которые исходно измеряются в разных единицах (денежные, дозовые, объемные и т.д.). Значения критериев самого нижнего уровня являются основой для определения критериев более высокого порядка (комплексных критериев).

Поэтому в многокритериальных методах осуществляется переход от измерений критериев ($K_j(i)$) в физических единицах, к критериям, измеренным в условных единицах ($u_j(i)$). Все комплексные критерии измеряются в относительных единицах в одном и том же интервале, обычно [0,1] (или [0,100]). Значения, близкие к 0, обоз-

значают низкую полезность данной контрмеры по рассматриваемому комплексному критерию, а значения, близкие к 1, означают высокую полезность.

Переход от физических единиц измерения критериев к относительным единицам осуществляется с использованием функций перевода.

Для задания функции перевода необходимо задать верхнюю и нижнюю границы изменения критерия при реализации контрмеры $[K_{\min}, K_{\max}]$, целесообразно выбирать функции с монотонным изменением внутри этого интервала. Для наиболее простого случая линейно возрастающей функции перевода, нормированные значения критерия имеют вид:

$$u(K) = \begin{cases} \frac{K - K_{\min}}{K_{\max} - K_{\min}} & \text{при } K \text{ из интервала } [K_{\min}, K_{\max}]; \\ 0 & \text{при } K < K_{\min}; \\ 1 & \text{при } K > K_{\max}. \end{cases} \quad (1)$$

В случаях немонотонных зависимостей изменения критерия на отдельных частях интервала $[0,1]$ можно использовать кусочно-линейные функции перевода, также показательные, гауссовые и другие функции [6].

Проблема однородности пространства критериев не решается полностью переходом к относительным единицам по отдельным критериям, т.к. сравнивать объекты в пространстве множества критериев затруднительно. Поэтому необходимо также определить коэффициенты относительной важности критериев W_j , при этом $\sum W_j = 1$. Взвешивающие факторы определяются экспертами с участием лиц, принимающих решения.

При задании коэффициентов относительной важности необходимо следить, чтобы критерий был информативен с точки зрения выбора решения. Например, если какой-либо критерий во всех рассматриваемых вариантах контрмер имеет одинаковое значение или мало меняется с точки зрения экспертов, то этот критерий можно считать малоинформационным для процесса выбора предпочтений, выбирая для него малое значение W_j .

В результате процесса оценки, каждая контрмера S^q будет характеризоваться соответствующим набором нормированных значений критериев (u_1^q, \dots, u_m^q) . Следующий шаг заключается в оценке каждой из этих контрмер при помощи многофакторной модели, чтобы выявить лучшую из них. Оператор агрегирования должен удовлетворять следующим требованиям:

- входными параметрами являются нормированные значения критериев u_1, \dots, u_m (m – число критериев нижнего уровня);
- оператор агрегирования должен быть непрерывен и монотонен относительно u_1, \dots, u_m ;
- оператор коммутативен относительно нормированных критериев;
- параметрами оператора агрегирования являются коэффициенты относительной важности (веса критериев) W_j ;
- особые значения оператора агрегирования: $U(1,1, \dots, 1) = 1$; $U(0,0, \dots, 0) = 0$; $U(u_1, 0, \dots, 0) > 0$ при $u_1 > 0$; $U(u_1, 0, \dots, 0) < 1$ при $u_1 < 1$.

Наиболее простая и часто употребляемая функция полезности – это аддитивный оператор агрегирования, т.е. функция, суммирующая нормированные значения критериев с их коэффициентами относительной значимости:

$$U(S_q) = \sum_{i=1}^m W_i \cdot u_i(K_i^q). \quad (2)$$

После агрегирования и получения значений функции полезности для каждой стратегии следует отранжировать стратегии по величине функции полезности, Наиболее

предпочтительной будет стратегия, для которой величина функции полезности окажется максимальной по сравнению с функциями полезности для других стратегий.

На практике значения функции полезности могут оказаться близкими для нескольких рассматриваемых вариантов контрмер. Для принятия наиболее обоснованного решения по выбору предпочтительного варианта контрмер следует провести анализ чувствительности результатов выбора. Для анализа чувствительности результатов ранжирования контрмер следует изменять параметры оценок проверить, сохраняется ли порядок предпочтения вариантов. Кроме того, целесообразно исследовать устойчивость результатов выбора по отношению к различным наборам (деревьям) критерии, т.е. для одной и той же задачи разработать (с привлечением разных экспертов) два или более деревьев критерии.

В целом решение многокритериальной задачи является итерационной процедурой, в которой после расчета комплексных критерии может возникнуть необходимость дополнить структуру критерии новыми (или исключить часть неинформативных критерии), изменить функции перевода или параметры операторов агрегирования.

ПРИМЕР ОЦЕНКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ ЗАЩИТНЫХ МЕР НА ОСНОВЕ МКА

Проиллюстрируем схему проведения МКА на примере принятия решений в отношении реабилитации водного объекта, загрязненного радионуклидами.

Рассмотрим водоем (озеро) площадью 5 км² и глубиной 5 м, загрязненный радионуклидами ¹³⁷Cs и ⁹⁰Sr. Уровни загрязнения следующие: в донных отложениях удельные активности ¹³⁷Cs – 2x10⁴ Бк/кг; ⁹⁰Sr – 10⁴ Бк/кг; в воде ¹³⁷Cs – 20 Бк/л; ⁹⁰Sr – 100 Бк/л; в рыбе и водоплавающей птице – ¹³⁷Cs 20 кБк/кг; ⁹⁰Sr – 3 кБк/кг. Вблизи озера проживает 500 чел., часть из которых занимается рыболовством, а другая часть – разведением водоплавающей птицы и сельским хозяйством. Годовой вылов рыбы – 10 т. Годовое потребление рыбы критической группой (рыбаками) – 80 кг/год на человека; среднее потребление рыбы прибрежным населением – 20 кг/чел в год. Потребление водоплавающей птицы сельским населением – 10 кг/год, годовое производство птицы 5 т.

Предлагаются следующие альтернативные стратегии.

- Стратегия I. Ничего не предпринимать, полагаясь на естественную самоочистку водоема.
- Стратегия II. Произвести радикальную очистку водоема путем изъятия верхнего слоя донных отложений (5 см).
- Стратегия Ш. Отселить жителей с берегов озера и создать резервацию-заповедник.
- Стратегия IV. Запретить водопользование, лов рыбы и разведение водоплавающей птицы на срок 30 лет; поставить заграждение по периметру озера и обеспечить посты охраны. Взамен создать альтернативные источники водоснабжения (пруды, колодцы), производить завоз чистой рыбы и мяса птицы для населения.

Дерево разветвляющихся критерии от обобщенных целей до конкретных критерии нижнего уровня для рассматриваемого примера приведено на рис. 2.

После определения списка альтернативных стратегий и создания системы критерии, производится расчет величин критерии нижнего уровня для каждой стратегии в натуральных единицах, т.е. дозы на население, стоимость осуществления контрмер, ущерб экономике района, оценки для рассматриваемого примера даны в табл. 1. Следующим шагом является перевод величин критерии из натуральных в условные единицы с масштабированием в интервал от 0 до 1. Результаты перевода величин

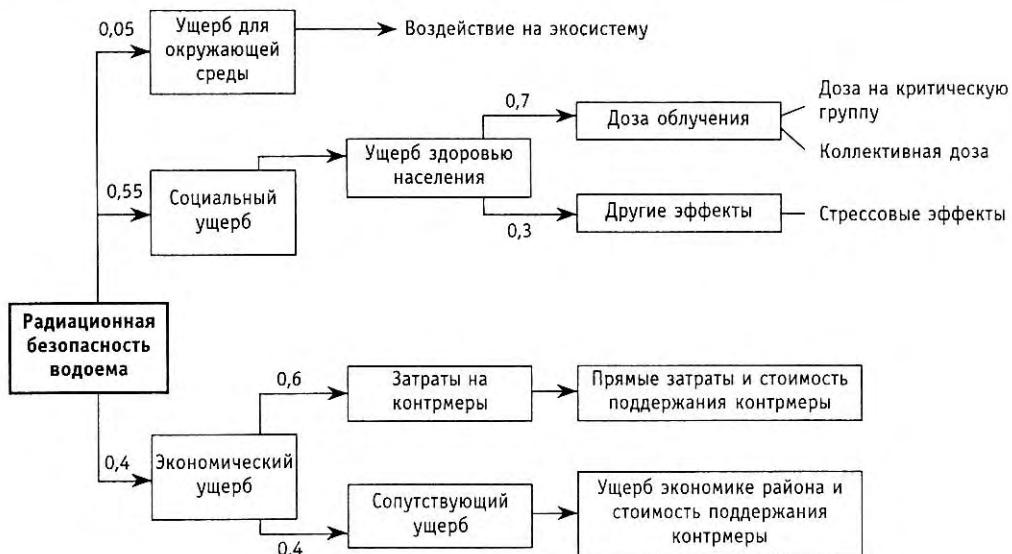


Рис. 2. «Дерево» критериев для примера применения методики многокритериального анализа к выбору оптимальной стратегии обеспечения радиационной безопасности водоема. Цифрами указаны взвешивающие коэффициенты W_i , характеризующие относительную значимость отдельных критериев для принятия решений

критериев в условные единицы представлены в табл. 2. Рассчитанные по формуле (2) значения агрегированной функции полезности для каждой из рассматриваемых стратегий с учетом отнормированных критериев U_i (табл. 2) и оценок взвешивающих коэффициентов W_i (рис. 2) даны в табл. 3. В этой же таблице стратегии отранжированы по приоритетности (предпочтительности) применения.

Таким образом, применение методики многокритериального анализа в рассмотренном примере дает следующие результаты: наиболее предпочтительной мерой при учете всех рассмотренных критериев является запрет водопользования без отселения людей; на 2 месте стоит стратегия «создание заповедника»; стратегия «очистка с выемкой донных отложений» является наименее пригодной вследствие высокой стоимости, неполной очистки и повреждения самого водоема – эта стратегия получила наихудший балл, меньший чем оценка стратегии «ничего не предпринимать».

Таблица 1

Критерии МКА в естественных единицах, отражающие величины критериев для различных стратегий контрмер

Стратегии контрмер	Дозы на критическую группу, мЗв/год	Средние дозы, мЗв/год	Стоимость контрмеры, млн. евро	Ущерб экономике района, млн. евро	Фактор стресса	Ущерб водоему
I. «Ничего не предпринимать»	27.5	10.3	0	-	Умеренный стресс	0
II. «Выемка донных отложений»	5.2	2	160	1	Отсутствует	Временное снижение численности рыб на 50%
III. «Создание заповедника»	2.7	1	8.5	2.2	Стресс от переселения людей	0
IV. «Запрет использования водоема»	2.7	1	1	0.2	Слабый стресс из-за недоступности водоема	0

**Критерии МКА в нормированных единицах, отражающие
уровни относительной приемлемости контрмер по отдельным
критериям**

Таблица 2

Стратегии контрмер	Дозы на критическую группу	Средние дозы	Стоимость контрмеры	Ущерб экономике района	Фактор стресса	Ущерб водоему
I. «Ничего не предпринимать»	0.25	0.52	1	0.98	0.7	1
II. «Выемка донных отложений»	0.85	0.95	0.05	0.9	1	0.5
III. «Создание заповедника»	0.92	0.98	0.93	0.8	0.6	1
IV. «Запрет использования водоема»	0.92	0.98	0.98	0.97	0.9	1

**Величины функции полезности в МКА для различных
стратегий контрмер в отношении загрязненного
радионуклидами водоема**

Таблица 3

Стратегии контрмер	Величина агрегированной функции полезности	Ранжирование по предпочтительности применения
I. «Ничего не предпринимать»	0.70	3-е место
II. «Выемка донных отложений»	0.689	4-е место
III. «Создание заповедника»	0.864	2-е место
IV. «Запрет использования водоема»	0.952	1-е место

Примечание. Максимальное значение агрегированной функции полезности равно 1.

Литература

1. International Atomic Energy Agency. Non-technical factors on the decision-making processes in environmental remediation. IAEA-TECDOC-1279, Vienna, 2002.
2. Keeney, R.L., Raiffa, H. Decisions With multiple objectives. – N.Y., 1976.
3. International Commission on Radiological Protection. Optimisation and Decision-Making in Radiological Protection. Publication 55//Annals of the ICRP. – 1989. – 20. – № 1.
4. Merkhofer, M.W., Keeney, R.L. A multiattribute utility analysis of alternative sites for disposal of nuclear Waste. Risk Analysis. – 1987. – V. 7. – № 2.
5. Wagenaar G., Ehrhardt J., Morrey M.E., van den Bosch C.J.H., Robinson C.A., Steinhauer C. RADE-AID; The development of a radiological accident decision aiding system. Netherlands Organisation for Applied Scientific Research. TNO report 90-281, 1990.
6. Елтаренко Е.А. Оценка и выбор решений по многим критериям. – М.: МИФИ, 1995.

Поступила в редакцию 28.09.2005

ВЛИЯНИЕ ЭФФЕКТА ТЕПЛОВОГО ДВИЖЕНИЯ ЯДЕР НА РАСЧЕТ ИНДИКАТРИСЫ РАССЕЯНИЯ В РЕЗОНАНСНОЙ ОБЛАСТИ ЭНЕРГИЙ*

В.В. Колесов, В.Ф. Украинцев

Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск



Целью предлагаемой работы является исследование влияния теплового движения ядер и резонансного поведения сечения упругого рассеяния нейтронов на индикатрису рассеяния для ряда практических важных в реакторных приложениях нуклидов, в частности, для ^{238}U , ^{240}Pu , ^{235}U , ^{155}Gd и ^{167}Er при различных температурах.

Наличие значительного изменения вида индикатрисы упругого рассеяния при проведении расчетов по более точной модели для большого числа практических важных нуклидов в резонансной области энергий приводит к необходимости проведения дальнейших исследований. В частности, планируется оценить величину наблюдаемого эффекта при расчете групповых констант для ячеек с различным отношением топлива к замедлителю.

При решении задачи замедления нейтронов в резонансной области энергий обычно используется простейшая модель замедления, не учитывающая при упругом рассеянии ни собственного движения ядер, ни молекулярных и химических связей в замедлителе, т.е. рассеивающее ядро считается неподвижным и свободным.

Исходя из предположения о сферически-симметричном упругом рассеянии в системе центра инерции, индикатриса рассеяния в этом случае обычно представляется в виде [1]:

$$\sigma_s(E') f_s(E' \rightarrow E) = \begin{cases} \frac{\sigma_s(E')}{(1-\alpha)E'}, & \alpha E' \leq E \leq E' \\ 0, & E > E', E < \alpha E', \end{cases} \quad (1)$$

где $\alpha = (A - 1)^2 / (A + 1)^2$.

В области энергий ниже нескольких электронвольт (область термализации), используется более точное выражение, получаемое из так называемой модели однотипного газа:

© В.В. Колесов, В.Ф. Украинцев, 2006

*Работа выполнена при поддержке РФФИ, грант № 05-08-65467-а

$$\sigma_s(v') f_s(v' \rightarrow v) = \frac{1}{v'} \int_{0-1}^{\infty} v_r \sigma_s(v_r) g(\vec{v}' \rightarrow \vec{v}) 2\pi P(V) d\mu dV, \quad (2)$$

где \vec{v}' , \vec{v} – начальная и конечная скорости нейтрона в лабораторной системе координат; V – начальная скорость ядра перед столкновением в лабораторной системе координат; v_r – относительная скорость нейтрона и ядра перед столкновением

$$v_r^2 = v'^2 + V^2 - 2v'V\mu; \mu = \cos(\vec{v}' \cdot \vec{V}); g(\vec{v}' \rightarrow \vec{v}) = \begin{cases} \frac{2v}{v_{\max}^2 - v_{\min}^2}, & v_{\min} \leq v \leq v_{\max}, \\ 0, & v \leq v_{\min}, v \geq v_{\max} \end{cases}$$

где $v_{\min} = \left| V_c - \frac{A}{A+1} v_r \right|$, $v_{\max} = \left| V_c + \frac{A}{A+1} v_r \right|$, V_c – скорость центра масс; $P(V)$ – распределение Максвелла, $\int_0^{2\pi} P(V) d\mu dV d\phi = 2\pi P(V) d\mu dV$, где ϕ – азимутальный угол между векторами \vec{v}' и \vec{V} .

При этом обычно σ_s полагается постоянной величиной, не зависящей от энергии, что приводит к хорошо известному выражению для индикатрисы упругого рассеяния в модели одноатомного газа в виде комбинации функций ошибок или erf-функций. Именно такой подход используется для области термализации, тогда как при энергиях выше термализации обычно используется формула (1).

Однако при исследованиях рассеяния для ^{238}U [2, 4, 5] выяснилось, что даже при энергиях в несколько десятков эВ, если энергия налетающего нейтрона близка к энергии резонанса при расчетах индикатрисы упругого рассеяния все же необходимо пользоваться формулой (2) вместо формулы (1). Предположение о независимости от энергии сечения упругого рассеяния в резонансной области энергий не является справедливым и, как показано в работах [2–5], это приводит к значительным погрешностям в расчетах индикатрисы упругого рассеяния.

Интеграл в выражении для индикатрисы рассеяния (2) может быть упрощен [1], однако для зависящего от энергии сечения упругого рассеяния он может быть рассчитан только численно.

Целью предлагаемой работы является исследование влияния резонансного поведения сечения упругого рассеяния на индикатрису рассеяния для ряда практически важных в реакторных приложениях нуклидов, в частности, для ^{240}Pu , ^{235}U , ^{155}Gd и ^{167}Er при различных температурах. Проведение такого исследования для ^{155}Gd и ^{167}Er весьма важно, т.к. в настоящее время эти нуклиды активно используются в реакторах типа ВВЭР и РБМК для снижения запаса реактивности топлива и увеличения глубины выгорания.

В результате проведенных расчетных оценок было обнаружено значительное отличие индикатрис рассеяния, рассчитанных по точной формуле (2) от аналогичных расчетов по формуле (1) для всех перечисленных выше нуклидов.

Для примера на рис.1–5 приводятся графики зависимости индикатрисы рассеяния $f_s(E' \rightarrow E)$, как функции энергии E для некоторых E' для ^{240}Pu при различных температурах, а также для ^{167}Er при $T = 1042$ К, рассчитанные по формулам (1) и (2). Как видно из графиков, при энергиях, близких к пику резонанса, доля нейтронов, увеличивающих энергию при рассеянии может быть даже больше доли замедленных нейтронов (на графике площадь правой по отношению к энергии E' части под кривой распределения больше площади левой части). Этот эффект, как видно из графиков 1–2 для ^{240}Pu , увеличивается с ростом температуры. При малых температурах пове-

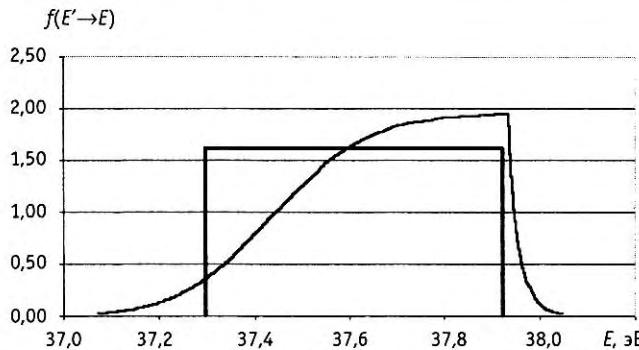


Рис. 1. Индикатриса рассеяния $f_s(E' \rightarrow E)$ ^{240}Pu при $T = 210$ К, как функция E , для $E' = 37.9344$ эВ

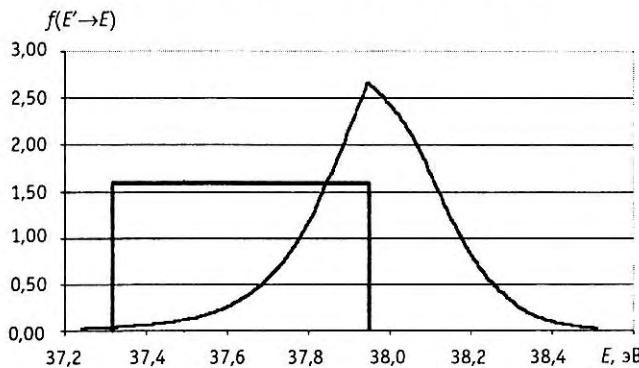


Рис. 2. Индикатриса рассеяния $f_s(E' \rightarrow E)$ ^{240}Pu при $T = 1200$ К, как функция E , для $E' = 37.9344$ эВ

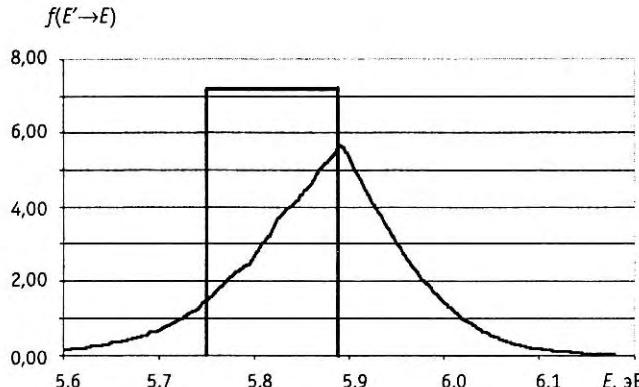


Рис. 3. Индикатриса рассеяния $f_s(E' \rightarrow E)$ ^{167}Er при $T = 1042$ К, как функция E , для $E' = 5,89$ эВ

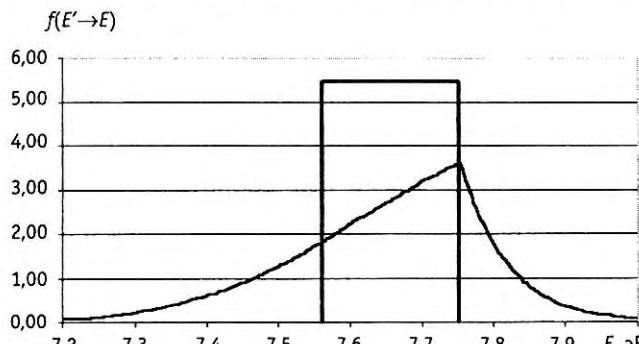
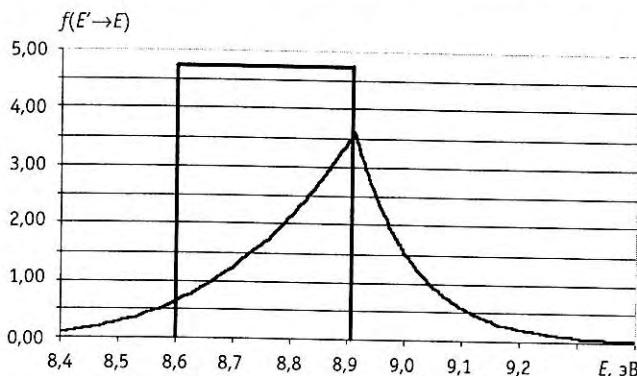


Рис. 4. Индикатриса рассеяния $f_s(E' \rightarrow E)$ ^{167}Er при $T = 1042$ К, как функция E , для $E' = 7,755$ эВ

Рис. 5. Индикатриса рассеяния $f_s(E' \rightarrow E)$ ^{167}Er при $T = 1042$ К, как функция E , для $E' = 8.91$ эВ

дение индикатрисы упругого рассеяния приближается к виду, задаваемому формулой (1) – так называемой ступеньке замедления.

Графики индикатрисы рассеяния для трех близколежащих резонансов ^{167}Er : при $E_{\text{рез}} = 5.98$ эВ, $E_{\text{рез}} = 7.95$ эВ и $E_{\text{рез}} = 9.37$ эВ приведены на рис. 3–5. Для первого резонанса, где наблюдается наибольший эффект, максимальное значение σ_s составляет 3760 барн, для второго, где эффект минимальный – 8.45 барн и для третьего – 392 барн. Отношение нейтронной ширины к полной ширине резонанса составляет соответственно 20, 0.2 и 9%. Аналогичные результаты получены для ^{155}Gd и ^{235}U . Таким образом, можно сделать вывод, что влияние резонансного поведения сечения упругого рассеяния нейтронов на вид индикатрисы, рассчитываемой по формуле (2), тем сильнее, чем больше доля процессов рассеяния по отношению к доле других процессов (т.е. чем выше отношение нейтронной ширины к полной ширине Γ_n / Γ).

Были также рассчитаны среднегрупповые сечения для модельной двухзонной ячейки при $T = 1042$ К ($R_{\text{топл}} = 0.4098$ см, $R_{\text{замедл}} = 0.61781$ см), состоящей в первом случае из $^{238}\text{UO}_2$ (концентрации ядер составляют: $^{238}\text{U} = 0.02205 \cdot 10^{24}$ ядер/см³, $\text{O}_2 = 0.441 \cdot 10^{24}$ ядер/см³), а во втором случае из $^{240}\text{PuO}_2$ (концентрации ядер составляют: $\text{Pu}^{240} = 0.02205 \cdot 10^{24}$ ядер/см³, $\text{O}_2 = 0.441 \cdot 10^{24}$ ядер/см³). В обоих случаях замедлителем являлась вода.

Расчеты для стандартной индикатрисы упругого рассеяния (1) и точного случая (2) для топливного изотопа проводились с помощью решения уравнения замедления нейтронов от единичного источника методом вероятности первых столкновений и сравнивались с аналогичными расчетами по программе MCNP. Были получены средние значения для полного сечения, сечения поглощения и сечения упругого рассеяния в интервале от 36.3 до 37.0 эВ для варианта с ^{238}U (окрестность резонанса при 36.68 эВ) и в интервале от 37.8 до 38.6 эВ для варианта с ^{240}Pu (окрестность резонанса при 38.32 эВ).

Результаты, полученные по формуле (1) и коду MCNP для обоих вариантов совпадают в пределах 0.6%. В то же время эти результаты заметно отличаются от сечений, рассчитанных по точной формуле (различия $\sim 4.5\%$ для варианта с $^{240}\text{PuO}_2$ и $\sim 6.5\%$ для $^{238}\text{UO}_2$).

Наличие значительного изменения вида индикатрисы упругого рассеяния при проведении расчетов по более точной модели для большого числа практически важных нуклидов в резонансной области энергий, а также обнаруженное при проведении предварительных расчетов различие в среднегрупповых сечениях приводят к необходимости проведения дальнейших исследований. В частности, планируется оценить величину наблюдаемого эффекта при расчете групповых констант для ячеек с различным отношением топлива к замедлителю.

Литература

1. *Blackshaw G.L., Murray R.L.* Scattering Functions for Low-Energy Neutron Collisions in a Maxwellian Monatomic Gas//*Nucl. Sci. Engng.* – 1967. – V.27. – P. 520-532.
2. *Курченков А.Ю., Лалетин Н.И.* Расчет индикаторы рассеяния нейтронов на движущихся ядрах моноатомного газа в резонансной области энергий// Атомная энергия. – 1991. – Т. 70 – Вып. 3. – С. 368-372.
3. *Ouisloumen M., Sanchez R.* A Model for Neutron Scattering Off Heavy Isotopes That Accounts for Thermal Agitation Effects//*Nucl. Sci. Engng.* – 1991. – V.107. – P. 189-200.
4. *Bouland O., Kolesov V., Rowlands J.L.* The Effect of Approximations in the Energy Distributions of Scattered Neutrons on Thermal Reactor Doppler Effects//*Int. Conf. on Nucl. Data for Science and Technology* (Gatlinburg, USA). – 1994. – P. 1006-1008.
5. *Bouland O., Kolesov. V.* Effect of Approximations in the Treatment of Secondary Distributions of Scattered Neutrons on Resonance Absorption and Doppler Effects//*Note technique SPRC/LEPh/932093.1/fp*, CEA, Cadarache, 1993.

Поступила в редакцию 5.12.2005

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПУСТОТНОГО КОЭФФИЦИЕНТА РЕАКТИВНОСТИ ДЛЯ РЕАКТОРА ВВР-ц

О.Ю. Кочнов, Н.И. Рыбкин

Филиал ФГУП Научно-исследовательский институт им. Л.Я. Карпова, г. Обнинск



В статье представлен анализ влияния воздушной полости, размещенной в активной зоне ВВР-ц, на реактивность реактора. Получены экспериментальные данные величины пустотного коэффициента в зависимости от положения воздушной полости в активной зоне.

На реакторе ВВР-ц проведено исследование влияния воздушной полости, размещенной в активной зоне, на реактивность реактора. Получены экспериментальные данные величины пустотного коэффициента реактивности в зависимости от положения воздушной полости в активной зоне.

На реакторе ВВР-ц (г. Обнинск) впервые за время эксплуатации (с 1964 г.) проведен ряд экспериментов по определению величины пустотного коэффициента реактивности. Под пустотным коэффициентом реактивности понимается отношение реактивности, внесенной воздушной полостью, к объему воздушной полости в активной зоне реактора.

Исследовательский ядерный реактор ВВР-ц представляет собой гетерогенный водо-водяной реактор бассейнового типа. По конструктивному исполнению активной зоны и экспериментальных устройств реактор специализирован для проведения широкого круга работ в области радиационной химии, структурных и материаловедческих исследований, активационного анализа, нейтронного легирования полупроводников и др. Реактор оснащен горизонтальными и вертикальными каналами различных диаметров, расположенных как в активной зоне, так и в водяном отражателе. При размещении экспериментальных каналов внутри активной зоны используются ячейки для тепловыделяющих сборок (ТВС). При облучении в таких каналах образцов и изделий, загруженных в пустотельные контейнеры, в результате вытеснения воды наблюдается искажение нейтронного поля, которое влияет на реактивность реактора. Для количественной оценки значения пустотного коэффициента реактивности была выполнена серия экспериментов по исследованию влияния размещения воздушной полости на запас реактивности реактора при перемещении ее вдоль радиуса активной зоны от центра к периферии. Воздушная полость моделировалась с использованием штатного вытеснителя ВВР-ц типа «В» (рис. 1), который последовательно загружался в экспериментальные ячейки 6–4, 7–4, 8–3, 9–2 и 10–1 активной зоны, расположенные вдоль радиуса от центра к периферии цилиндрической активной зоны реактора (рис. 2).

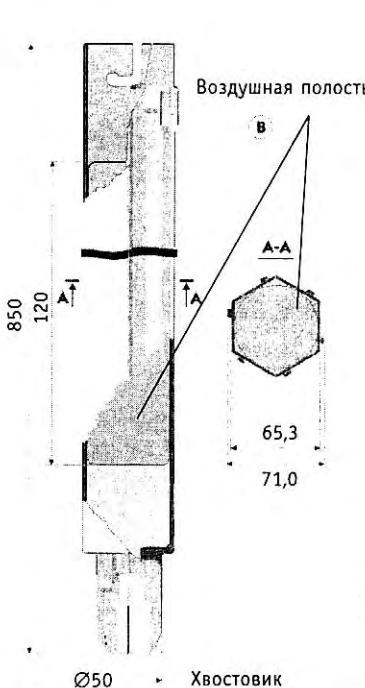


Рис.1. Вытеснитель с воздушной полостью

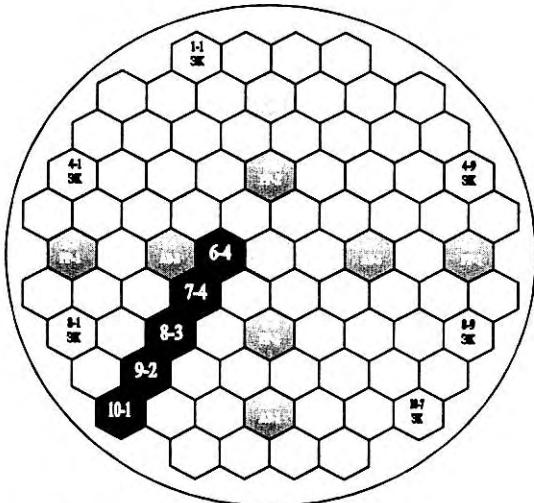


Рис. 2. Активная зона ВВР-ц

ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТА

Проследить влияние воздушной полости на реактивность реактора можно следующим образом. Поскольку прямое измерение реактивности невозможно¹, «косвенное» влияние на реактивность реактора можно оценить по влиянию на запас реактивности ВВР-ц. Запас реактивности определяется по положению компенсирующих стержней, находящихся в активной зоне реактора.

Он равен сумме весов компенсирующих стержней, погруженных в активную зону реактора при постоянном уровне мощности реактора, поэтому разница запасов реактивности (т.е. исходная реактивность) равна разности положений весов компенсирующих стержней². Эксперимент проводился в «холодном» состоянии (уровень мощности реактора не превышал минимально контролируемый уровень мощности МКУМ). Условия во время эксперимента (температура топлива, температура замедлителя, давление в активной зоне, величина воздушной полости и т.д.) оставались постоянными на всех этапах. Изменением запаса реактивности в процессе эксперимента из-за выгорания топлива и отравления изотопом ^{135}Xe можно пренебречь.

МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

Рассмотрим один из пяти этапов эксперимента. Поскольку вся последовательность действий одинакова, покажем на примере ячейки 6–4 активной зоны:

- 1) мощность реактора поднимается до величины МКУМ³, после этого измеряются положения компенсирующих стержней (вычисляется ρ_0);
- 2) мощность реактора снижается до 0 Вт (все стержни погружены в активную зону реактора);
- 3) извлекается ТВС из ячейки 6–4 активной зоны;

¹ Реактиметр не входит в комплект штатной аппаратуры ВВР-ц.

² Величину реактивности, вносимую участком стержня, определяют по интегральным градуировочным характеристикам компенсирующих стержней [1].

³ МКУМ для ВВР-ц составляет 11 Вт, при которой разогревом замедлителя в процессе эксперимента можно пренебречь.

4) мощность реактора поднимается до величины МКУМ, а затем измеряются положения компенсирующих стержней (вычисляется ρ_1);

5) мощность реактора снижается до 0 Вт (все стержни погружены в активную зону реактора);

б) в ячейку 6–4 устанавливается вытеснитель с воздушной полостью;

7) мощность реактора поднимается до величины МКУМ, а затем измеряются положения компенсирующих стержней в активной зоне (вычисляется ρ_2).

Температура воды в активной зоне во всех экспериментах оставалась постоянной и составляла 21°C. Величину пустотного коэффициента реактивности для экспериментальной ячейки определяли по разности измеренных значений запасов реактивности без вытеснителя и после его установки. Пустотный коэффициент реактивности для ячейки 6–4 равен:

$$\alpha_v = \frac{(\rho_0 - \rho_1) - (\rho_0 - \rho_2)}{V_{\text{полости}}} = \frac{\rho_2 - \rho_1}{V_{\text{полости}}}, \quad (1)$$

где ρ_2 – запас реактивности реактора с воздушной полостью, ρ_1 – запас реактивности реактора без воздушной полости, $V_{\text{полости}}$ – объем воздушной полости (см^3). В данном эксперименте $V_{\text{полости}} = 350 \text{ см}^3$

Результаты измерений представлены на рис. 3, где условно полагают, что ячейка 6–4 расположена на первом радиусе активной зоны⁴, ячейка 7–4 расположена на 2-ом радиусе активной зоны и т.д. [4].

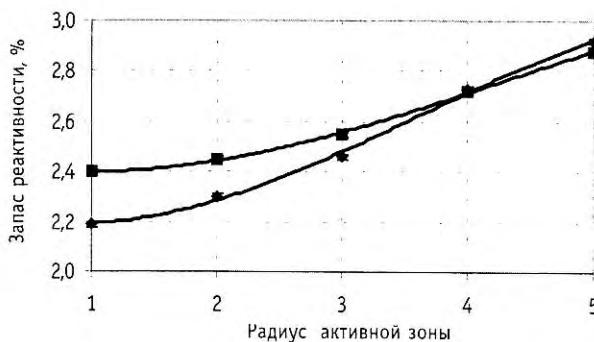


Рис. 3. Поведение запаса реактивности с воздушной полостью и без нее в ячейках активной зоны ВВР-ц:
■ – с воздушной полостью; ▲ – без полости

Из данных, представленных на рис. 3, видно, что запас реактивности возрастает по мере удаления ячейки от центра активной зоны к периферии (кривая 1), т.е. чем дальше расстояние ячейки от центра активной зоны, тем меньше влияние отдельной ТВС на общий запас реактивности ($\rho_0 = 3.21\%$). Запас реактивности возрастает также при удалении от центра активной зоны ячейки с воздушной полостью (кривая 2). При этом кривая (2) лежит выше кривой (1) для большей части активной зоны, т.е. наличие воздушной полости в ячейке активной зоны увеличивает запас реактивности. Из данных рис. 3 видно также, что пустотный коэффициент реактивности положителен на трех пятых радиуса активной зоны, т.е. при наличии в этой области свободных экспериментальных ячеек установка в них вытеснителя воды позволяет исключить бесполезное поглощение нейтронов ($\sigma_a = 0.664 \text{ барн}$ [2]).

Распределение величины пустотного коэффициента реактивности (α_v , [%/см³]) по радиусу активной зоны, из которого видно, что влияние воздушной полости на реак-

⁴ Стого говоря, расстояние между радиусами 1-м, 2-м и т.д. не является const. Величина радиуса, к которому относятся ячейки, является средней величиной для групп ячеек активной зоны (кроме 1-го радиуса).



Рис. 4. Распределение пустотного коэффициента по радиусу активной зоны ВВР-ц

тивность реактора уменьшается при удалении от Центра активной зоны, при его максимальном значении $\alpha_v = (0,62 \pm 0,03) \cdot 10^{-3} \frac{\%}{\text{см}^3}$ для центра активной зоны представлено на рис. 4. Малая величина погрешности определяется довольно точным ($\pm 1 \text{ мм}$) измерением положения поглощающего стержня в активной зоне, что составляет менее 0.2% от длины стержня. Точность поддержания минимально контролируемого уровня мощности составляет $\pm 1\%$.

Вблизи границы активной зоны величина пустотного коэффициента реактивности близка к нулю (ячейка 9–2) и становится отрицательной на границе (ячейка 10–1) вследствие увеличения поверхности утечки нейтронов и отсутствия отражателя в воздушной полости. При определении величины a_v в других ячейках (6–4, 7–4, 8–3), поверхность утечки оставалась постоянной, поэтому изменение пустотного коэффициента реактивности по радиусам ячеек активной зоны похоже на распределение плотности потока тепловых нейтронов по радиусу цилиндрической активной зоны реактора [3].

Таким образом, на основании экспериментальных исследований показано, что наличие воздушной полости в активной зоне оказывает заметное влияние на величину $K_{\text{эфф}}$ и, как следствие, на запас реактивности реактора, характеризуемое пустотным коэффициентом реактивности, величина которого зависит от положения воздушной полости в активной зоне. Пустотный коэффициент положителен внутри активной зоны и отрицателен на ее границе.

Измеренные значения величины пустотного коэффициента реактивности и его распределение по радиусу активной зоны дают возможность учитывать влияние на запас реактивности реактора загружаемых в нейтронное поле пустотелых контейнеров с облучаемыми изделиями, а также прогнозировать такое влияние при «подкипании» блок-контейнеров при недостаточном теплосъеме в «глухих» экспериментальных каналах и т.д.

Литература

- Градуировочные характеристики стержней ВВР-ц: Эксплуатационная документация ВВР-ц, 2005.
- Гордеев И.В., Кардашев Д.А., Малышев А.В. Ядерно-физические константы. – М.: Госатомиздат, 1963.
- Дементьев Б.А. Кинетика и регулирование ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1986.
- Описание реактора ВВР-ц: Техническая документация ВВР-ц, 1964.

Поступила в редакцию 16.01.2006

ТОПЛИВНЫЕ КОМПОЗИЦИИ ДЛЯ ВТГР С УЛУЧШЕННЫМИ ХАРАКТЕРИСТИКАМИ ЗАЩИТЫ ОТ НЕСАНКЦИОНИРОВАННОГО РАСПРОСТРАНЕНИЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

В.В. Артисюк, А.В. Корзунин, Ю.А. Коровин

Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск



В данной статье показано улучшение свойств защищенности от несанкционированного распространения уранового топлива для ВТГР путем допинга минорных актинидов. Добавляемый изотопный состав соответствует извлекаемому из современных ВВЭР. Добавление 5% минорных актинидов в оксидное топливо из урана с обогащением до 20% по ^{235}U показывает потенциал денатурирования изотопного вектора плутония на самых ранних стадиях его выгорания, таким образом, увеличивая материальный барьер против несанкционированного распространения.

ВВЕДЕНИЕ

Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (ВТГР) на протяжении многих лет привлекают внимание разработчиков перспективных топливных циклов. Важным свойством ВТГР для решения проблем ядерной энергетики, связанных с трансмутацией отходов и защитой от несанкционированного распространения, является их способность выдерживать глубокие выгорания. Последняя проблема представляет наибольшую серьезность для продвижения ядерной энергетики в развивающиеся страны [1].

Создание внутренне присущих барьеров для несанкционированного распространения может способствовать улучшению отношения мирового сообщества к распространению ядерных технологий в мирных целях. Ключевым моментом здесь является выбор топливной композиции, которая могла бы значительно усложнить выделение делящихся нуклидов и их использование для создания ядерного взрывного устройства. Можно выделить два момента:

- топливная композиция на начало кампании соответствует критериям безопасности МАГАТЭ;
- облученное топливо должно характеризоваться существенно денатурированным изотопным составом плутония.

Выбор топливной матрицы обусловлен

- удобной транспортировкой «свежего» топлива до атомной электростанции;
- удобной транспортировкой и хранением отработанного топлива;

© В.В. Артисюк, А.В. Корзунин, Ю.А. Коровин, 2006

- сложной технологией выделения тяжелых металлов из топливной матрицы.
- В начале статьи приводится спецификация топливной композиции и описание методов расчета. Далее идут результаты расчетов, связанных с критичностью и эффектами реактивности. Статья заканчивается анализом топливных композиций, улучшенных с точки зрения защиты от несанкционированного распространения.

ОПИСАНИЕ ИССЛЕДУЕМЫХ ЯЧЕЕК

Согласно документам МАГАТЭ, уран с 20-процентным содержанием ^{235}U должен рассматриваться как материал «непрямого использования» [2]. Что касается ограничений с точки зрения гарантий нераспространения, то только плутоний с не менее чем 80-процентным содержанием ^{238}Pu освобожден от них МАГАТЭ [2]. Реалии ядерной энергетики, конечно, далеки от последней цифры. Тем не менее, высокое содержание ^{238}Pu , как и других четных изотопов, признается характеристикой, к которой надо стремиться для защиты от несанкционированного распространения ядерных материалов [3]. Высокая скорость альфа-распада ^{238}Pu требует тщательного выбора топливной матрицы. Традиционные $(\text{UPu})\text{O}_2$ формы топливной матрицы не подходят для содержания большого количества ^{238}Pu из-за проблемы свеллинга. Топливные микрочастицы в керамической оболочке, используемые в ВТГР, могут противостоять сильному альфа-свellingу. Три вида топлива выбраны для дальнейшего исследования:

- UO_2 (обогащенный до 20% по ^{235}U);
- PuO_2 (начальный состав плутония соответствует получаемому из отработанного уранового топлива реакторов ВВЭР);
- смесь UO_2 (обогащенного до 20% по ^{235}U) с минорными актинидами (Np , Am , Cm).

Описание выбранной конструкции топливных элементов засыпной активной зоны ВТГР приведено в табл. 1.

Можно отметить, что геометрические и физические характеристики соответствуют тем, которые выбираются в большинстве нейтронно-физических исследований для ВТГР засыпного типа. Состав топливных композиций приводится в табл. 2.

Таблица 1

Описание топливного элемента

Сферический элемент	
Диаметр сферического элемента	6 см
Диаметр топливной матрицы	5 см
Плотность графита в матрице и оболочке	1.73 г/см ³
Микротвэл	
Радиус топливного керна	0.025 см
Материалы оболочек керна (от центра)	(PyC/PyC/SiC/PyC)
Толщина оболочек	0.009/0.004/0.0035/0.004 см
Плотность оболочек (от центра)	1.1/1.9/3.18/1.9 г/см ³

Состав минорных актинидов (МА) типичен для их содержания в отработанном топливе ВВЭР: $\text{Np}/\text{Am}/\text{Cm} = 73\%/22.5\%/4.5\%$, их изотопный состав:

$$^{237}\text{Np}=100\%;$$

$$^{241}\text{Am}/^{242}\text{Am}/^{243}\text{Am} = 39\% / 1\% / 60\%;$$

$$^{243}\text{Cm}/^{244}\text{Cm}/^{245}\text{Cm}/^{246}\text{Cm} = 1\% / 92\% / 6.5\% / 0.5\%.$$

Исследуются два типа плутониевого топлива. Изотопные составы отличаются, отражая два различных значения выгорания в ВВЭР. Как будет показано в дальнейшем, их сравнение очень важно для определения рабочей области критичности.

Таблица 2

Исследуемые топливные композиции

Композиция	Плотность, г/см ³
UO ₂ обогащенный до 20% ²³⁵ U	10.4
UO ₂ (20% ²³⁵ U) + (MA)O ₂	10.4
PuO ₂ , ²³⁸ Pu/ ²³⁹ Pu/ ²⁴⁰ Pu/ ²⁴¹ Pu/ ²⁴² Pu : 1%/63%/18%/14%/4%	11.4
PuO ₂ , ²³⁸ Pu/ ²³⁹ Pu/ ²⁴⁰ Pu/ ²⁴¹ Pu/ ²⁴² Pu : 2%/55%/26%/10%/7%	11.4

МЕТОД РАСЧЕТА

Расчеты проводились с помощью программного комплекса UNK, разработанного в РНЦ «Курчатовский институт» [4]. Программный комплекс UNK широко используется в Российской Федерации, обеспечивая детальный анализ нейтронного спектра в резонансной области энергий, для ячееких расчетов реакторов различных типов основанных на методе вероятностей первых столкновений. Комплекс был верифицирован для расчетов ВТГР [5]. В процессе его работы производится расчет поправки Данкова (вероятности нейтрону, покидающему топливный сердечник, испытать следующее взаимодействие в другом топливном сердечнике) для какой-либо заданной геометрии. В состав комплекса входит библиотека ядерных данных, подготовленная на основе ENDF/B-6, в которой энергетическая зависимость сечений разбита на 89 групп или более детально, на более чем 7000. Расчет спектра состоит из двух последовательных ячееких расчетов. В начале групповые сечения используются в расчете микроячейки. На следующем этапе сечения пространственно «взвешиваются» и используются как входная библиотека для расчетов макроячейки. Затем сечения «взвешиваются» снова и используются для расчета выгорания.

Для количественной оценки безопасности реактора используется изотермический температурный коэффициент реактивности, рассчитываемый по следующей формуле:

$$\text{TC}(T) = \left(\frac{1}{k_{\text{inf}} \left(T - \frac{\Delta T}{2} \right)} - \frac{1}{k_{\text{inf}} \left(T + \frac{\Delta T}{2} \right)} \right) / \Delta T, \quad (1)$$

где T – температура всех материалов ячейки; k_{inf} – коэффициент размножения; ΔT – интервал изменения температуры (далее принимается 300 К).

Важным моментом нейтронно-физического расчета является определение максимального выгорания в конце цикла облучения топлива. В данном исследовании за конец цикла облучения принимается момент времени, когда k_{inf} усредненный по времени выгорания, примет значение 1.1. Это предусматривает то, что k_{inf} в начале облучения и в конце облучение не фиксированы, а зависят от типа топлива.

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА

Потенциал топлива оценивался по глубине выгорания достигаемой в конце цикла облучения. Достигимые выгорания как функция загрузки топлива представлены на рис. 1. Топливо из урана, обогащенного до 20%, обладает резко выраженным максимумом (около 300 ГВт·сут/тт) в области загрузок 5–7 г/шар. Напротив, плутониевое топливо (55% ²³⁹Pu) в этом же самом интервале загрузок имеет минимум выгорания в конце цикла облучения. Зависимость выгорания от загрузки очень чувстви-

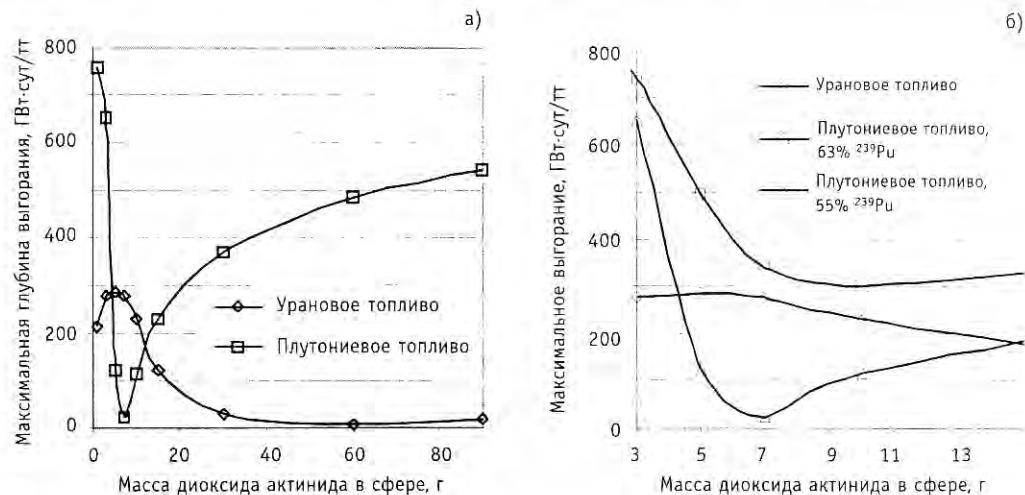


Рис. 1. Максимальное выгорание как функция загрузки топлива (20-процентный обогащенный UO_2 , PuO_2 – 63% ^{239}Pu и 55% ^{239}Pu)

тельна к изотопному вектору плутония (сравните 63% ^{239}Pu и 55% ^{239}Pu , рис. 1, б). Эти характерные случаи были выбраны, чтобы дать качественную иллюстрацию различий между урановым и плутониевым топливом, а также, чтобы очертировать область ожидаемых выгораний топлива.

Поскольку улучшение защищенности от несанкционированного распространения напрямую связано с глубиной выгорания топлива, 20-процентное обогащение было выбрано за основу, как обладающее максимально достижимым выгоранием, что подтверждают расчеты, представленные на рис. 2.

Эффект добавления минорных актинидов в выбранное урановое топливо показан на рис. 3. Максимальное выгорание топлива существенно уменьшается с увеличением допинга МА. Выбор 5-процентного допинга для дальнейшего анализа эффектов реактивности определен тем, что начальная критичность для этого случая топлива такая же, как и у плутония (63% ^{239}Pu).

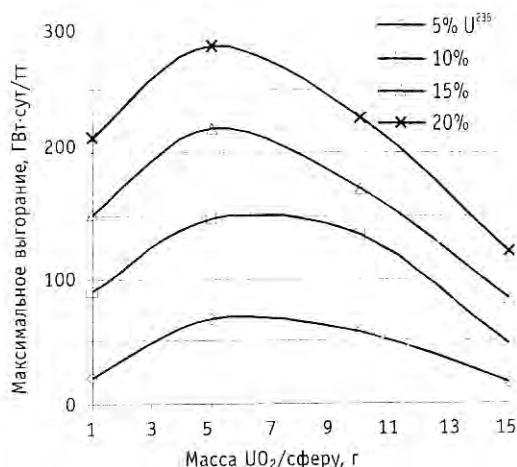


Рис. 2. Влияние обогащения урана на максимальное выгорание для различных топливных загрузок (уран без МА)

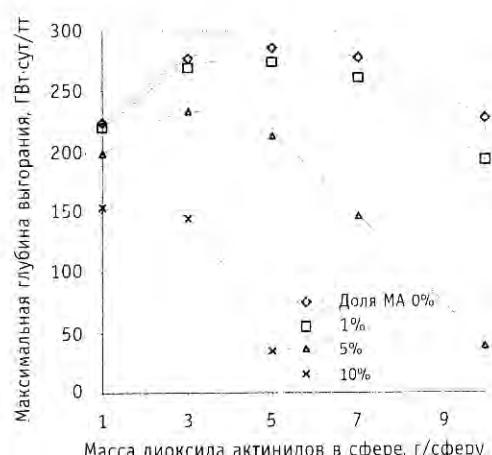


Рис. 3. Влияние допинга МА на максимальное выгорание

Температурный коэффициент реактивности для выбранного за основу уранового топлива и топлива с добавлением МА представлен на рис. 4. В целом допинг МА уменьшает температурный коэффициент для свежего топлива в широком интервале температур. Важно отметить, что с выгоранием температурный коэффициент может быть положительным для некоторого интервала температур. Плутониевое топливо обнаруживает отрицательный температурный коэффициент для широкой области загрузок топлива даже при высоких выгораниях.

ИССЛЕДОВАНИЕ ИЗОТОПНОЙ КОМПОЗИЦИИ

В этом разделе рассматривается влияние изотопного состава плутония на внутренне присущую защищенность от несанкционированного распространения. Наиболее важной при этом является доля нечетных изотопов плутония, которая имеет максимум при малых значениях выгорания (см. рис. 5). Например, при выгорании 10 ГВт·сут/т, их доля превышает 90% для уранового топлива. Этот плутоний считается оружейным. В конце цикла облучения уранового топлива денатурация плутония достигает 20% доли нечетных изотопов. В зависимости от нейтронного спектра (на который влияют загрузка топлива и доля МА) степень денатурации заметно изменяется. Для уранового топлива с 5% МА в топливной матрице 5 г/шар доля нечетных изотопов в самом начале выгорания меньше, чем в отработавшем топливе типичного ВВЭР.

Единственным существенным изменением в концентрациях МА, если сравнивать начало и конец выгорания, является уменьшение концентрации изотопов ^{241}Am и ^{242}Am (см. рис. 6).

Изменение концентраций изотопов плутония в процессе выгорания показано на рис. 7. В течение практически всего времени выгорания ^{238}Pu превалирует над ос-

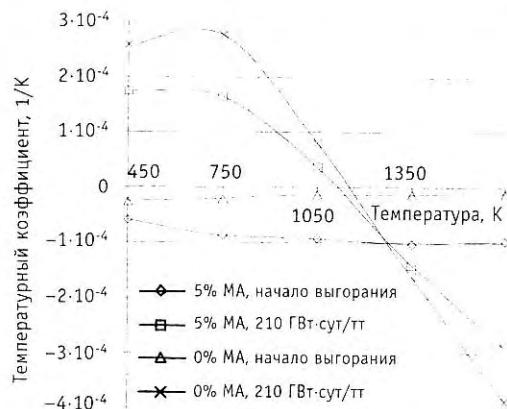


Рис. 4. Температурный коэффициент для выбранных урановых топлив

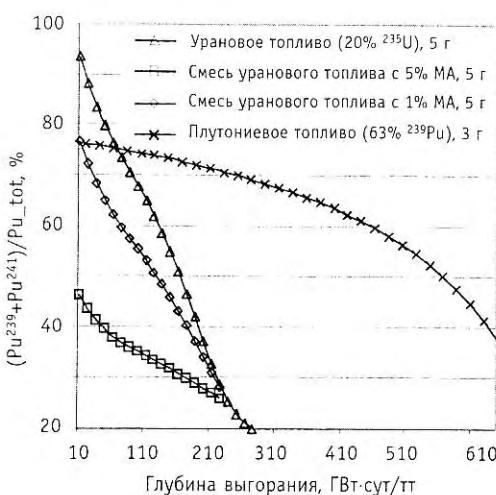


Рис. 5. Доля нечетных изотопов плутония как функция выгорания топлива

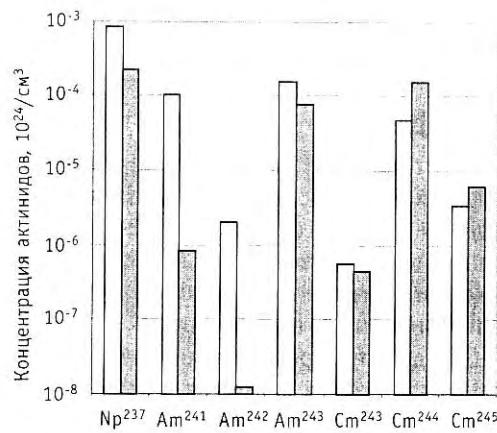


Рис. 6. Изменение концентрации МА в урановом ($20\% \text{ }^{235}\text{U} + 5\% \text{ MA}$) топливе: □ начало цикла выгорания; ■ конец цикла выгорания

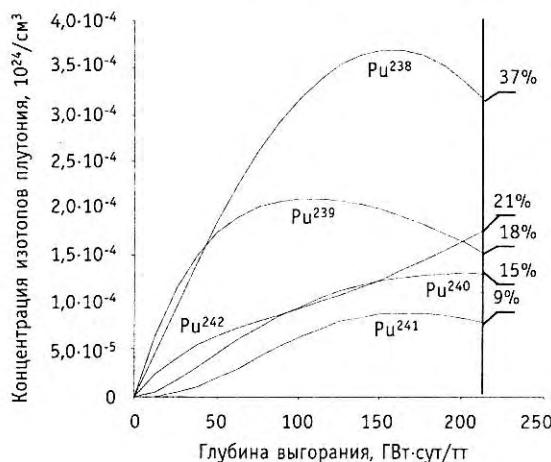


Рис. 7. Концентрация изотопов плутония в урановом (20% ^{235}U +5% МА) топливе в зависимости от выгорания

тальными изотопами плутония, тем самым осуществляя «защиту» топливной композиции.

Остаточное тепловыделение и выход нейтронов при спонтанных делениях от плутония и МА для трех типов топлива приведены в табл. 3. Допинг МА в выбранное урановое топливо, приближает эти материальные барьеры к тем, которые есть у глубоко выгоревшего плутония, это важный эффект допинга МА.

Таблица 3

Остаточное тепловыделение и спонтанное деление в выгоревшем топливе

Топливная композиция	Мощность остаточного тепловыделения (альфа частицы), Вт/кг		Выход нейтронов (спонтанное деление), 1/(кг·с)	
	Плутоний	МА	Плутоний	МА
Урановое топливо (20% ^{235}U , 210 ГВт·сут/тт)	350	330	$9.4 \cdot 10^5$	$1.2 \cdot 10^9$
Урановое топливо с МА (5 г, 5% of MA, 210 ГВт·сут/тт)	450	870	$1.3 \cdot 10^6$	$3.2 \cdot 10^9$
Плутониевое топливо (63% ^{239}Pu) (3 г, 700 ГВт·сут/тт)	700	1100	$1.1 \cdot 10^6$	$4.2 \cdot 10^9$

ВЫВОДЫ

Эта статья посвящена изучению характеристик ВТГР, связанных с увеличением барьеров против несанкционированного распространения плутония. Выбор для исследования уранового топлива с 20-процентным обогащением обусловлен тем, что этот уран рассматривается МАГАТЭ как материал не «прямого использования». Тем не менее, выгорание этого топлива приводит к образованию оружейного плутония при малых значениях выгорания.

Для денатурирования плутония был применен допинг минорных актинидов. В результате состав плутония даже при малых выгораниях (10 ГВт·сут/тт) обладает в некоторых случаях значительно меньшей долей нечетных изотопов (^{239}Pu , ^{241}Pu), чем для типичных ВВЭР в конце выгорания. Значения выхода нейтронов и остаточного тепловыделения на единицу массы плутония в отработанном топливе ВТГР приближается к значениям этих характеристик для топлива, отработанного в ВВЭР. На про-

тяжении почти всего времени выгорания содержание ^{238}Pu в изотопном составе плутония является высоким. Таким образом, отработанное урановое топливо с допингом МА обладает значительными барьерами для несанкционированного распространения. На интервале выгорания не произошло значительного накопления МА, напротив концентрации изотопов ^{241}Am и ^{242}Am уменьшились на два порядка. Исследование температурных эффектов реактивности показало, что добавление МА улучшает реактивностные характеристики безопасности.

Авторы считают приятным долгом выразить благодарность В.Ф. Цибульскому и В.Д. Давиденко за полезные консультации.

Литература

1. <http://www.iaea.org/>
2. IAEA, Proliferation Resistance Fundamentals for Future Nuclear Energy System International Meeting, Como, Italy, October 2002.
3. Saito, et al. Development of Innovative Nuclear Technology to Produce Protected Plutonium with High Proliferation resistance: ANS Winter Meeting, 2004.
4. Белоусов Н.И., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф. Программа UNK для детального расчета спектра нейтронов в ячейке ядерного реактора/Препринт РНЦ «Курчатовский Институт». ИАЭ-6083/4. – М., 1998. – 24 с.
5. Цибульский В.Ф., Давиденко В.Д. Результаты верификационных расчетов нейтронно-физических характеристик высокотемпературных реакторов по программе UNK «Препринт верификация для ВТГР», препринт ИАЭ-6165/4. – М., 2000.

Поступила в редакцию 12.12.2005

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ПОЛЕЙ МОЩНОСТИ ЭКСПОЗИЦИОННОЙ ДОЗЫ ГАММА- ИЗЛУЧЕНИЯ В БЛИЗИ ОБЛУЧЕННОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

В.И. Бойко*, М.Е. Силаев, Ю.С. Черепнин ***, И.В. Шаманин ***

* Томский политехнический университет, г. Томск

** Национальный ядерный центр Республики Казахстан, г. Курчатов

*** Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники,
г. Москва



Работа выполнена в рамках программы снятия с эксплуатации реактора БН-350. Целью экспериментальных исследований являлось определение параметров поля мощности экспозиционной дозы гамма-излучения в воздухе вблизи упаковок с отработанным топливом реактора на быстрых нейтронах. Были получены данные о распределении МЭД в горизонтальной и аксиальной плоскостях для характерной выборки упаковок. Проведен анализ полученных результатов.

СОСТОЯНИЕ ПРОБЛЕМЫ

Одной из самых сложных и комплексных задач, вызванных снятием реакторных установок с эксплуатации, является обращение с отработанным ядерным топливом (ОЯТ), что обусловлено его высокой активностью. После выдержки в бассейне подразумевается долговременное хранение ОЯТ в сухом хранилище.

Реактор БН-350 остановлен и находится в настоящее время в стадии декомиссии. Учитывая наличие большого количества делящихся материалов (в том числе ^{239}Pu) в топливе реактора, декомиссия выполняется в международной кооперации при контроле МАГАТЭ. К настоящему времени активная зона реактора выгружена. В качестве технологии долговременного хранения ОЯТ выбрано сухое хранение поверхностного типа в металлобетонных контейнерах двойного назначения. Исходя из предполагаемой технологии сухого хранения, отработанные тепловыделяющие сборки (ОТВС) реактора упакованы в чехлы из нержавеющей стали (по 6 и по 4 сборки в отдельном чехле). Таким образом, была получена новая штатная единица для ОЯТ, в отношении которой необходимо разработать и технически реализовать новые технологии для всех последующих этапов обращения с топливом (подготовка к транспортировке, перевозка, хранение).

Одним из основных условий проектирования контейнера и площадки хранения является обеспечение безопасности работ на всех этапах выполнения. Важнейшим

© В.И. Бойко, М.Е. Силаев, Ю.С. Черепнин, И.В. Шаманин, 2006

элементом безопасности является соблюдение норм и требований по ядерной и радиационной безопасности.

Радиационная безопасность при обращении с ОЯТ обеспечивается только при условии создания необходимого уровня защиты от его излучения. Уровень защиты, в свою очередь, может быть определен при наличии информации о характеристиках полей ионизирующих излучений, образуемых радионуклидами ОЯТ. Кроме того, интенсивность поля излучения вблизи облученного топлива определяет степень его самозащищенности с точки зрения физической защиты [1]. Поэтому требованиями для проектирования перевозки и последующего хранения ОЯТ БН-350 предусматривается наличие паспортизованных данных на каждую упаковку с облученным топливом, содержащих полную информацию об их материальных и геометрических параметрах, включая содержание делящихся материалов, а также продуктов деления и активации. Информация о радионуклидном составе и характеристиках полей ионизирующих излучений может быть получена путем выполнения соответствующих исследований.

Данные о нейтронном излучении ОЯТ БН-350 получены в ходе измерений, выполненных МАГАТЭ с целью инвентаризации содержания в нем плутония и других делящихся материалов, поэтому основной целью работы являлось получение данных о полях гамма-излучения вблизи упаковок с облученным топливом.

МЕТОДИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ ИЗУЧЕНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК ПОЛЕЙ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ ОТВС

Аналитическое определение радионуклидного состава облученных топливных сборок и характеристик поля излучения вызывает значительные затруднения, т.к. для его выполнения требуется проведение детального расчетного анализа полной истории ОТВС: точного места, времени и длительности их размещения в реакторе; зависимостей от времени параметров в рабочих и переходных режимах реактора. Кроме того, для выполнения подобных расчетов необходимо иметь верифицированную модель реактора, пригодную для выполнения анализа не только режимов загрузки и эксплуатации, но и накопления и миграции в отдельных его элементах продуктов деления и активации, что обычно не требуется на этапе эксплуатации реакторной установки. В любом случае, полученные аналитическим путем данные должны иметь свое экспериментальное подтверждение.

Экспериментальные неразрушающие методы определения содержания радионуклидов в ОТВС (например, гамма-спектрометрический анализ) возможно использовать только по отношению к отдельным их элементам [2]. Указанный подход определяется высоким уровнем активности облученного топлива и материалов сборок. Исследования, связанные с разборкой ОТВС на отдельные элементы, могут быть выполнены для отдельных сборок, а не всего облученного топлива реактора.

Наиболее приемлемым методом экспериментального исследования поля ионизирующих излучений, образуемого топливными сборками и их группами, является проведение дозиметрических измерений [3]. Измерения МЭД вблизи ОТВС не позволяют непосредственно определить содержание в них радионуклидов, но дают возможность определить распределение активности [4], оценить степень опасности радиационного поля вблизи облученного топлива, классифицировать упаковку с топливом по степени ее самозащищенности с точки зрения физической защиты.

Данные о глубине выгорания топлива, кампании и времени выдержки ОТВС могут быть использованы в расчетах, позволяющих определить радионуклидный состав топлива. Он, в свою очередь, определяет состав и мощность поля излучения вблизи ОТВС. Для этого также требуются расчетные методики и пакеты прикладных программ.

Их выбор и верификация могут быть проведены по экспериментальным данным о мощности экспозиционной дозы гамма-излучения в воздухе. В результате будут определены перечень программных средств и методика, позволяющие по данным дозиметрических измерений проводить корректные оценки выгорания топлива и его радионуклидного состава.

Комплекс дозиметрических измерений был выполнен в отношении облученного топлива реактора БН-350.

ЦЕЛЬ И МЕТОДОЛОГИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Целью экспериментальных исследований являлось определение параметров поля мощности экспозиционной дозы гамма-излучения в воздухе вблизи упаковок.

Выбор методологии проведения экспериментов

Любые работы с ОТВС имеют статус особо опасных. Объем проведение таких работ должен быть минимизирован с точки зрения их необходимости и достаточности. Необходимость, в свою очередь, определяется объемом и представительностью результатов.

Для того чтобы обеспечить представительность результатов и максимально уменьшить объем измерительных работ были приняты следующие решения:

- провести сканирование поля гамма- и рентгеновского излучения вблизи ОТВС с помощью дозиметрических измерений;
- измерения провести на воздухе, что соответствует условиям предполагаемого долговременного хранения;
- измерения выполнить не для всех упаковок ОТВС, а только для их представительной выборки;
- использовать для анализа данные других (в том числе подводных) измерений полей излучения вблизи ОТВС;
- измерения провести в помещении станции упаковки ОТВС, обеспечивающем необходимую степень изоляции персонала от излучения и радиационной безопасности выполнения работ.

Выбор наиболее представительных упаковок с ОТВС

Перед проведением прямых измерений мощности дозы от упаковок с ОЯТ на воздухе потребовалось выбрать наиболее представительные из их числа, отличающиеся друг от друга различными типами загрузки ОТВС и имеющие максимальные уровни гамма-излучения.

В связи с отсутствием расчетных исследований по оценке величины мощности дозы от наиболее «горячих» упаковок, их выбор был сделан на основе экспериментальных данных, полученных в период комплектации упаковок ОТВС. В качестве исходной информации были взяты результаты измерений для отдельных ОТВС в центральной плоскости, проведенных под водой (на глубине ~ 7 м) с помощью ионизационной камеры. Ионизационная камера располагалась внутри счетчика SPAM нейтронных совпадений, используемого МАГАТЭ в целях учета и контроля ядерного материала на реакторе БН-350. Ионизационная камера не определяла количественных характеристик МЭД под водой. Фиксировалось только значение тока, позволяющее качественно (относительно друг друга) охарактеризовать интенсивность гамма-излучения ОТВС.

По имеющейся информации о составе топливных сборок в упаковках были сделаны три выборки по 10 упаковок в каждой, удовлетворяющих следующим критериям:

- выборка 1 – относительное значение мощности дозы (ток ионизационной камеры) от отдельной ОТВС в чехле максимально;

- выборка 2 – сумма относительных значений мощности дозы по всем ОТВС (топливным и бланкетным) в чехле максимальна;
- выборка 3 – сумма относительных значений мощности дозы по всем топливным ОТВС в чехле максимальна.

Из чехлов, повторяющихся в каждой из трех выборок, были отобраны четыре упаковки с ОТВС, предназначенные для измерений, по следующим критериям:

- для каждого из чехлов имеются данные о радиальном распределении поля гамма-излучения в центральной плоскости, полученные под водой с помощью счетчика атрибутивных измерений SPAM;
- чехлы представляют различные типы упаковок: 6 ОТВС, из которых 4 топливных и 2 бланкетных (далее по тексту обозначаются как упаковка типа 42); 6 ОТВС, из которых 3 топливных и 3 бланкетных (тип 33); 4 ОТВС – 2 топливных и 2 бланкетных (тип 22);
- относительные показания максимума мощности дозы в радиальном направлении для выбранных чехлов отличаются от максимального значения в выборке не более чем на 10%, что укладывается в ошибку определения показаний ионизационной камеры, использованной в измерениях.

Согласно указанным критериям, для измерений были отобраны 4 упаковки с ОЯТ – по одной типа 42, 33 и две типа 22 (далее 22 и 22*).

Проверка и калибровка измерительных приборов

Для выполнения измерений МЭД от упаковок с ОТВС в воздухе были использованы дозиметры КДГ-1, как имеющие наибольший верхний допустимый порог определения МЭД среди имеющихся в распоряжении приборов. Было подготовлено 3 измерительных тракта. Дозиметрические тракты были удлинены до 35 м и поверены. Верхний рабочий диапазон приборов был расширен с 10^3 до 10^4 Р/ч путем помещения регистрирующего детектора в свинцовую защиту. Среднее квадратичное отклонение экспериментальных значений от линейной зависимости не превышало 2%.

Подготовка к выполнению работ

Для выполнения работ использовались два дозиметрических тракта. Третий тракт являлся резервным.

Измерения проводились с помощью детекторов, установленных в защиту, чтобы избежать их возможного повреждения ионизирующим излучением, а также проводить измерения в линейном рабочем диапазоне детектора.

Задействованные в измерениях детекторы располагались на линии, соединяющей их центры с центром отверстия направляющей трубы поворотной плиты станции упаковки. Высота установки детекторов относительно перекрытия бассейна была выбрана различной, чтобы избежать экранирования детекторов друг другом. Схема расположения детекторов показана на рис. 1.

Среднее значение фоновое МЭД в месте проведения измерений составляло 0,75 мР/ч.

Проведение измерений

Дозиметрическое обследование упаковок с ОТВС выполнялось согласно нижеприведенной последовательности.

1. Упаковка перемещалась с помощью крана в подводном положении из ячейки хранения в бассейне выдержки реактора к месту проведения измерений.

2. Предназначенная для измерения упаковка ориентировалась так, чтобы наиболее «горячая» образующая ее боковой поверхности была развернута в направлении

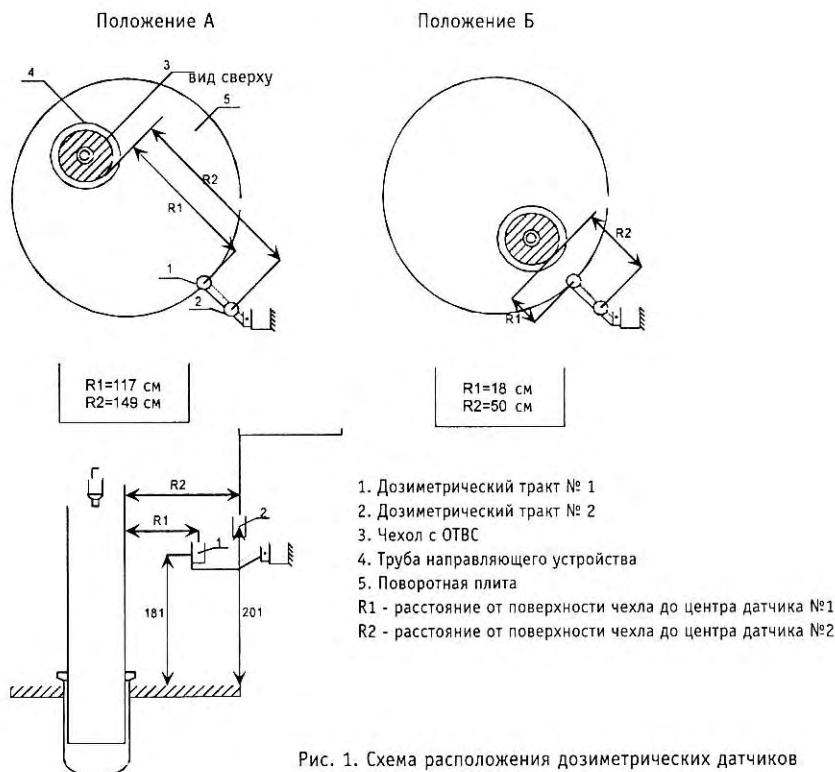


Рис. 1. Схема расположения дозиметрических датчиков

расположения детекторов.

3. Производился подъем упаковки с помощью захватного устройства и крана через направляющую трубу поворотного устройства со дна бассейна к месту проведения измерений (см. рис. 1).

Процесс перемещения упаковки вдоль детекторов проводился пошагово, с последовательными остановками для измерений. Это позволило сканировать МЭД с шагом 20 см в 22 точках вдоль боковой поверхности упаковок.

Перемещение упаковки в вертикальной плоскости осуществлялось отдельно в положении А и Б поворотного устройства. Такое его расположение позволило провести измерение МЭД для четырех точек в горизонтальной плоскости, имеющих разное удаление поверхности упаковки от детекторов (18, 50, 117 и 149 см, рис.1).

Измерения для упаковок типа 22 проводились только в положении А, что соответствует удалению их поверхности от детектора на расстояние 117 и 149 см (рис.1).

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Результаты измерений упаковок с ОТВС приведены на рис. 2–7 (длина ОТВС -350 см, упаковки – 4 м).

Специальные экспериментальные исследования распределения МЭД в воздухе вокруг упаковки с ОТВС в плоскости ее поперечного сечения не проводились. Для построения указанных распределений использовались результаты измерений потоков гамма-излучения счетчиком SPAM, выполненных в подводном положении. Предполагалось, что формы распределений поля гамма-излучения от упаковки в воздухе и воде идентичны. Поэтому для получения численных параметров поля гамма-излучения результаты измерения тока ионизационных камер счетчика SPAM были нормированы на результаты измерений МЭД от упаковки в воздухе. На рис. 8–11 пока-

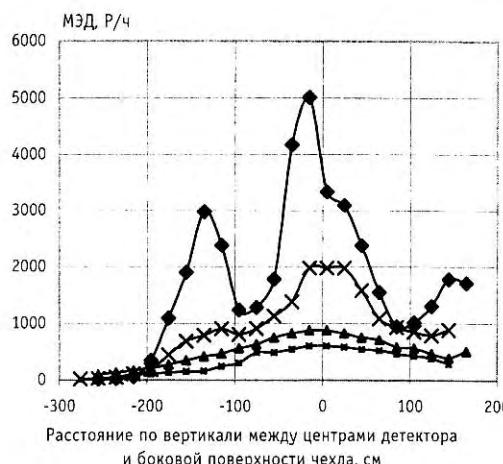


Рис. 2. Распределение МЭД вдоль боковой поверхности чехла типа 42: ◆ – для 18 см; × – для 50 см; ▲ – для 117 см; ■ – для 149 см

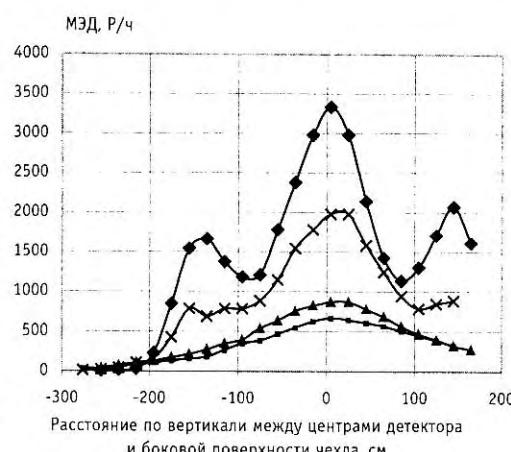


Рис. 3. Распределение МЭД вдоль боковой поверхности чехла типа 33: ◆ – для 18 см; × – для 50 см; ▲ – для 117 см; ■ – для 149 см

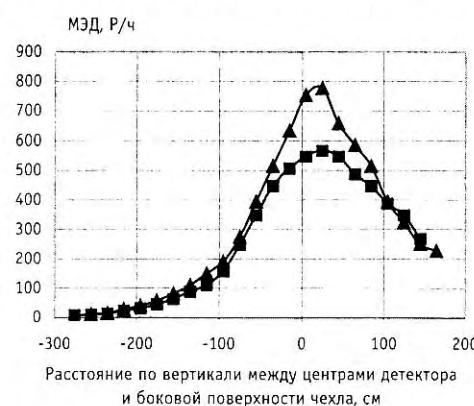


Рис. 4. Распределение МЭД вдоль боковой поверхности чехла типа 22: ▲ – для 117 см; ■ – для 149 см



Рис. 5. Распределение МЭД вдоль боковой поверхности чехла типа 22*: ▲ – для 117 см; ■ – для 149 см



Рис. 6. Распределение МЭД вдоль боковой поверхности чехлов на расстоянии 117 см: ▲ – чехол типа 42; ● – чехол типа 33; ■ – чехол типа 22; ◆ – чехол типа 22*

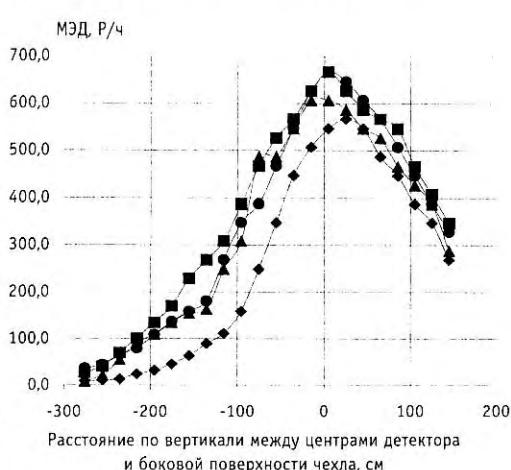


Рис. 7. Распределение МЭД вдоль боковой поверхности чехлов на расстоянии 149 см: ▲ – чехол типа 42; ● – чехол типа 33; ■ – чехол типа 22; ◆ – чехол типа 22*

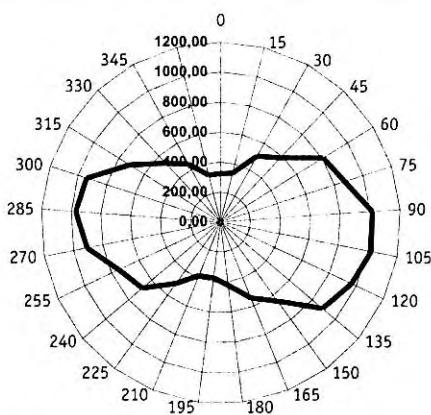


Рис. 8. Распределение МЭД в аксиальной плоскости чехла типа 42

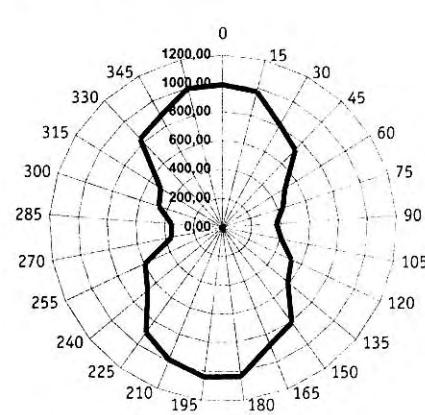


Рис. 9. Распределение МЭД в аксиальной плоскости чехла типа 33

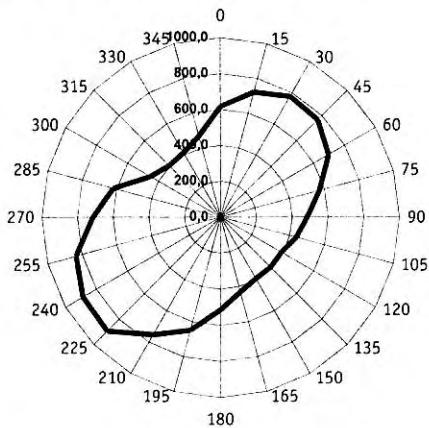


Рис. 10. Распределение МЭД в аксиальной плоскости чехла типа 22

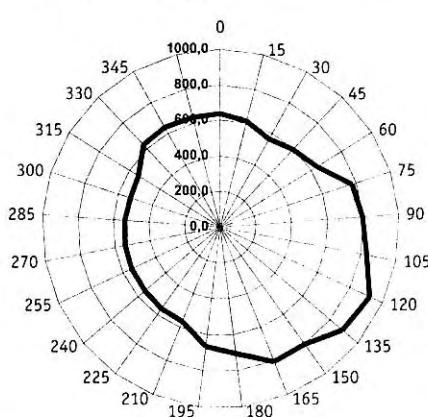


Рис. 11. Распределение МЭД в аксиальной плоскости чехла типа 22*

заны результаты нормировки в плоскости поперечного сечения +5 см относительно центра боковой поверхности упаковки и детектора, отстоящего от ее боковой поверхности на расстоянии 117 см.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

По результатам выполненных экспериментальных работ были сформулированы следующие выводы.

1. Распределения МЭД по высоте чехлов с ОТВС носят подобный характер для всех видов сборок. В распределении выделяется основной максимум, соответствующий центральной части твэл, а также два максимума, соответствующие нижней и верхней концевым частям ОТВС. Наличие дополнительных (помимо основного) максимумов в распределении обусловлено активацией нержавеющей стали в концевых частях ОТВС.

2. При удалении от чехла в радиальном направлении распределение МЭД выравнивается и принимает вид кривой с одним максимумом в области размещения топлива. Спад МЭД в радиальном направлении для центральной части чехла имеет экспоненциальную форму.

3. Абсолютное значение МЭД на расстоянии порядка 20 см от наружной поверхности чехла с ОТВС не превышает единиц рентгена в секунду, на расстоянии 1 м – 1000 Р/ч. Таким образом, категория ядерного материала с точки зрения его физи-

ческой защиты при выполнении операций перевозки и хранения, может быть изменена (согласно [1]) с первой на вторую.

4. Распределения МЭД в радиальной плоскости упаковок различны для различных типов чехлов, что обусловлено отличиями в их загрузке (соотношением между количеством топливных и экраннных сборок).

5. Опыт и методология изучения полей мощности экспозиционной дозы вблизи облученного топлива реактора на быстрых нейтронах могут быть использованы в отношении ОТВС реакторных установок другого типа и назначения.

Литература

1. The physical protection of nuclear material and nuclear facilities. International Atomic Energy Agency. INFCIRC/225/Rev.4 (Corrected), Austria-June 1999. – 28p.
2. Klaus Debertin, Richard G. Helmer. Gamma- and X-ray spectrometry with semiconductor detectors. PNHC. North-Holland Amsterdam, Oxford, New York, Tokio, 1988. – 367 p.
3. Брискман Б.А., Генералов В.В., Крамер-Агеев Е.А., Трошин В.С. Внутриреакторная дозиметрия. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 200 с.
4. Грознов В.Н., Котов В.М., Парамонов В.В., Сорокин Б.В., Черепнин Ю.С. Измерение распределений активности источников неразрушающим методом//Атомная энергия. – 1979. – Т. 47. – Вып. 2. – С. 144.

Поступила в редакцию 3.10.2005

ИССЛЕДОВАНИЕ АКУСТИЧЕСКОЙ ПРОВОДИМОСТИ ВОДЯНОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ВЫСОКИХ ПАРАМЕТРОВ ПРИ ЕГО ВСКИПАНИИ

В.И. Мельников, В.Н. Хохлов, В.В. Иванов, А.В. Дунцев

Нижегородский государственный технический университет, г. Н. Новгород



В статье приведены результаты исследования прохождения ультразвуковых сигналов через локальный объем теплоносителя, находящийся при высоких параметрах, в процессе декомпрессии, вызванной разгерметизацией контура. Информация о процессе распространения ультразвука в теплоносителе необходима при разработке акустического уровня ЯЭУ для подтверждения его устойчивой работы при кипении теплоносителя на переходных режимах и при аварийных ситуациях.

Проблема измерения уровня кипящего теплоносителя является актуальной в атомной энергетике. Для ее решения, по нашему мнению, целесообразно использовать ультразвуковые зонды, положительно зарекомендовавшие себя в практике теплофизических исследований. Принцип действия зонда основан на индикации акустической проводимости локального объема контролируемой среды и при использовании некоторого количества таких зондов, распределенных по высоте контролируемого сосуда, можно определять объемное количество жидкой фазы теплоносителя в нем [1]. При этом весьма существенным является вопрос о качестве работы зондов при высоких параметрах теплоносителя, которое во многом определяется дисперсностью двухфазной среды, в частности, размерами возникающих пузырей в условиях декомпрессии контура. Надежная информация о дисперсности двухфазной среды в этих условиях в настоящее время отсутствует. Данная статья посвящена изучению работы зондов при вскипании теплоносителя с целью подтверждения возможности их использования для уровнеметрии кипящего теплоносителя.

Для проведения исследований была разработана и изготовлена лабораторная установка, включающая в свой состав электрообогреваемый стенд и зондовый датчик.

Датчик состоит из двух волноводов продольных волн, изготовленных из проволоки диаметром 0,8 мм, пьезоэлементов из керамики ЦТС-19 диаметром 2,5 мм, подвески с узлами герметизации и электронной схемы (рис.1) [2]. Свободные кончики волноводов, выполненные в виде шариков, образуют контролируемый объем величиной около 1 мм^3 . Электронная схема содержит оконечный каскад системы генерирования импульсов, подключенный к излучающему пьезоэлементу, и предварительный усилитель принимаемых приемным пьезоэлементом сигналов. Рабочая частота датчика около 700 кГц. Генерация импульсов запуска и прием сигналов осуществлялись при помощи персонального компьютера, оснащенного платой ввода-вывода сигналов.

© В.И. Мельников, В.Н. Хохлов, В.В. Иванов, А.В. Дунцев, 2006

Стенд состоит из электрообогреваемой трубы диаметром 14 мм, длиной 400 мм, приборов контроля температуры и давления, насоса высокого давления, клапана сброса давления и системы съема и обработки информации (рис. 2).

Перед проведением экспериментов установка заполнялась дистиллированной водой. Затем при помощи насоса в ней устанавливалось давление около 6,5 МПа. Далее при помощи нагревательного элемента производился подогрев теплоносителя, при этом контролировались давление и температура.

Были проведены две группы опытов при исходном давлении около 6,5 и 13,0 МПа. Давление в установке в процессе нагрева поддерживалось на заданном уровне путем стравливания воздуха через клапан. Регулировка температуры осуществлялась изменением напряжения, подаваемого на нагревательный элемент через лабораторный автотрансформатор. Сброс давления в установке проводился путем открытия клапана сброса давления.

В процессе эксперимента сигналы с выхода зонда вводились в персональный компьютер при помощи встроенной платы высокочастотного аналого-цифрового преобразования (типа L-783-86) и сигналы с выхода приемного пьезоэлемента, усиленные в схеме предварительной подготовки сигналов. Период зондирования составлял 1 мс, частота оцифровки около 3 МГц, время оцифровки одной реализации 150 мкс. Синхронизация начала записи производилась в момент подачи импульса возбуждения на зонд.

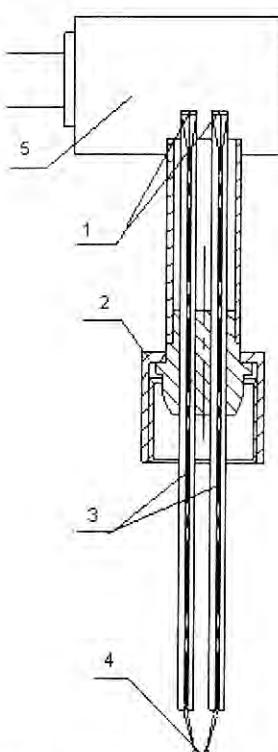


Рис.1. Акустический зондовый датчик:
1 – излучающий и приемный пьезоэлементы;
2 – подвеска;
3 – волноводы;
4 – контролируемый объем;
5 – электронная схема

Характерный вид принимаемых акустических сигналов показан на рис. 3.

Акустическая проводимость среды в контролируемом объеме определялась программно по величине максимальной амплитуды принимаемого сигнала, прошедшего через контролируемый объем (область рис. 3, выделенная вертикальными линиями).

При этом, когда в контролируемом объеме зонда находится жидкость, амплитуда принятых сигналов максимальна, если газ – минимальна. Вид сигнала на выходе зонда и его временное и амплитудное распределения для этих случаев показаны на рис. 4.

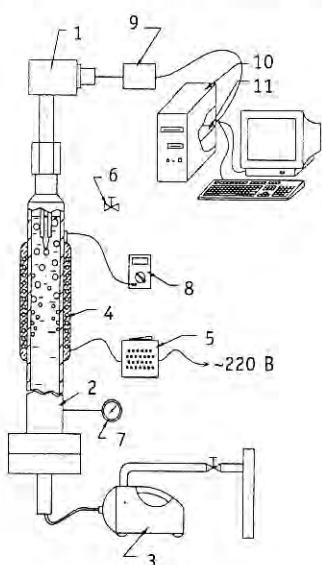


Рис. 2. Экспериментальная установка: 1 – акустический зонд; 2 – обогреваемая труба; 3 – насос высокого давления; 4 – электронагреватель; 5 – автотрансформатор; 6 – клапан сброса давления; 7 – манометр; 8 – термодатчик; 9 – усилитель; 10 – компьютер; 11 – плата ввода данных

При возникновении кипения теплоносителя амплитуда сигнала начинает меняться в диапазоне от максимальной (жидкая фаза) до минимальной (газовая фаза). Это обусловлено попаданием движущихся газовых образований в контролируемый

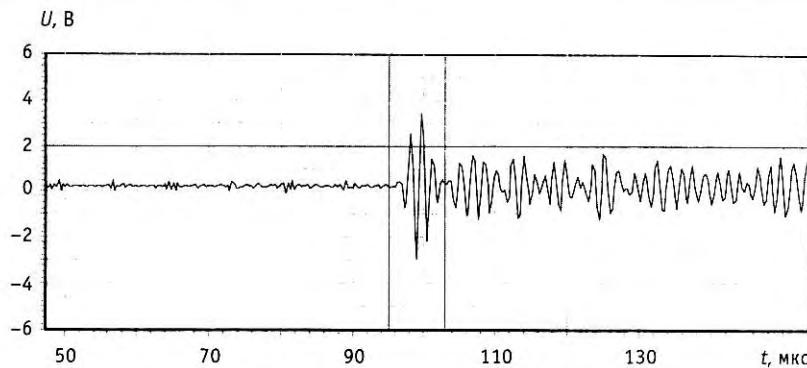


Рис. 3. Форма принятого сигнала на выходе акустического зонда, погруженного в жидкость

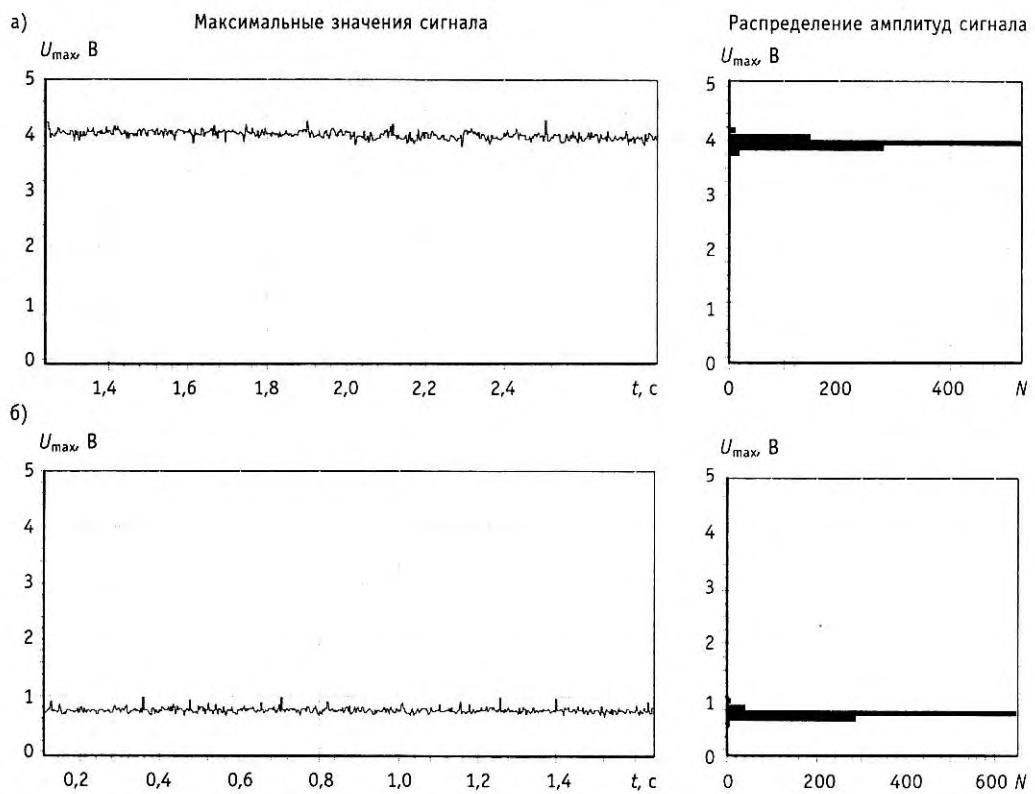


Рис. 4. Временное и амплитудное распределения амплитуды сигнала на выходе зонда, помещенного в жидкость (а) и газовую среду (б)

объем зонда, прерывающим прохождение ультразвуковых импульсов от излучающего волновода к приемному. Характерный вид сигнала и его амплитудное распределение в этом случае представлены на рис. 5.

Концентрация жидкой фазы при этом определяется по известному алгоритму: как доля времени, когда амплитуда принятого сигнала находится выше заданного уровня дискриминации. При этом численное значение уровня дискриминации устанавливается в седловине между максимумами амплитудного распределения.

Исследования проводились по следующей методике. Производился нагрев теплоносителя до температуры 290°C (6,5 МПа) или 350°C (13,0 МПа) (отметим, что в процессе разогрева теплоносителя существенное изменение амплитуды принимае-

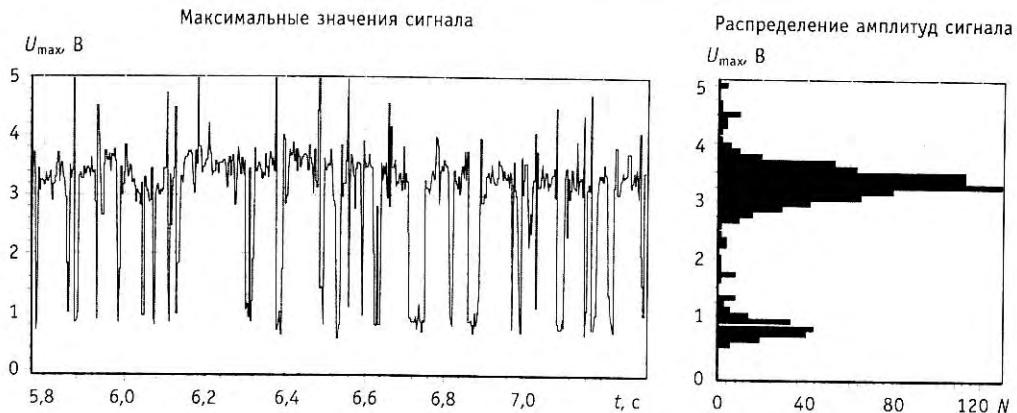


Рис.5. Форма сигнала и его амплитудное распределение при смене фазового состояния теплоносителя в контролируемом объеме зонда

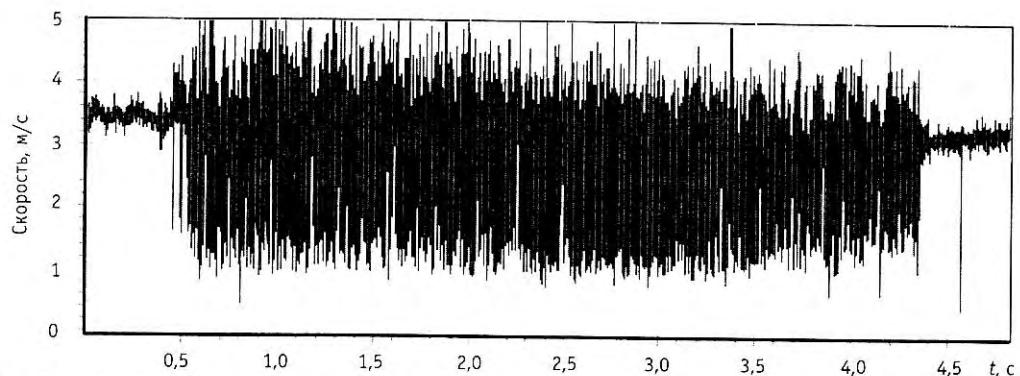


Рис. 6. Изменение амплитуды сигнала на выходе зонда в процессе кипения (примечание: числовые значения по временной оси условные)

мых сигналов не наблюдалось). Затем открывали клапан сброса давления. В результате происходило стравливание парогазовой подушки из стенда и последующее вскипание теплоносителя. Если клапан закрыть через непродолжительное время, то давление вновь повышалось и кипение прекращалось. В процессе эксперимента сигналы с выхода зонда записывались в память компьютера и затем анализировались.

В частности, на рис. 6 приведены флюктуации амплитуды принятого сигнала в процессе декомпрессии. Начальное давление и температура в этом случае были 6,5 МПа и 290°С.

Изменяя временной масштаб, можно наблюдать процесс начала возникновения пузырьков в перегретом теплоносителе (рис. 7). Мы видим появление вначале редких одиночных пузырьков, а затем нарастающую частоту их возникновения. В дальнейшем происходит довольно интенсивное кипение теплоносителя и появление пузырей существенно больших, чем вначале размеров (рис. 8).

Если клапан сброса давления остается открытый, то по мере уменьшения давления и температуры кипение теплоносителя прекращается. Вследствие уноса части жидкости из стенда, уровень жидкой фазы постепенно уменьшается, что приводит к осушению контролируемого объема зонда и можно наблюдать резкое снижение амплитуды сигнала на его выходе (рис. 9).



Рис. 7. Сигналы на выходе зонда в начале декомпрессии установки

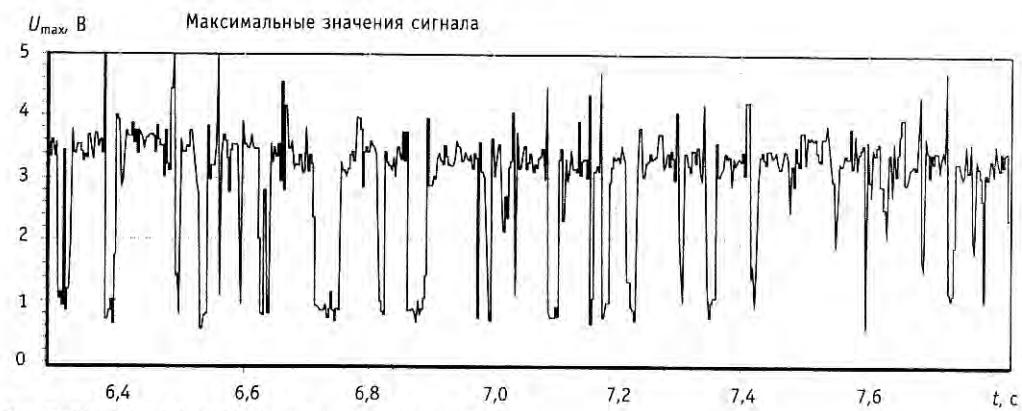


Рис. 8. Сигналы на выходе зонда при интенсивном кипении



Рис. 9. Сигнал на выходе зонда в момент осушения контролируемого объема вследствие выкипания теплоносителя

ВЫВОДЫ

1. Метод акустического зондирования может быть использован для разработки систем контроля уровня кипящего теплоносителя в оборудовании ЯЭУ, в том числе в парогенераторах, компенсаторах объема, кипящих реакторах, моноблоках.
2. Как в процессе разогрева теплоносителя, так и при его вскипании, вызванном падением давления при разгерметизации контура, не было зафиксировано аномаль-

ного снижения амплитуды сигнала, обусловленное попаданием в контролируемый объем мелких пузырьков (наличие всего нескольких резонансных микропузырьков на пути прохождения ультразвуковых волн приводит к значительному их поглощению и соответствующему уменьшению амплитуды сигнала).

3. Сигналы на выходе зонда в процессе декомпрессии флюктуировали с малой постоянной времени, от уровня сигналов в жидкости, до уровня сигналов в газовой фазе. Из чего следует, что датчик устойчиво работал и однозначно отражал изменение акустической проводимости при вскипании теплоносителя, вызванного разгерметизацией контура, находящегося при высоких параметрах.

4. При разгерметизации контура наблюдалось вначале появление одиночных пузырей пара, затем развитие устойчивого процесса кипения теплоносителя в целом (кипение прекращалось, если контур герметизировали). По мере испарения уровень жидкой фазы теплоносителя постепенно уменьшался и контролируемый объем зонда осушался.

Литература

1. Мельников В.И., Дунцев А.В., Вьюгин А.Б. Исследование акустозондовой системы определения уровня кипящего водяного теплоносителя//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2002. – № 4. – С.100-106.
2. Мельников В.И., Лабутин С.А. Ультразвуковые волноводные измерители параметров однофазных и двухфазных сред и потоков//Датчики и системы. – 2001. – № 2. – С. 54-62.

Поступила в редакцию 25.07.2006

СИСТЕМА ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО ОБУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА ОРГАНИЗАЦИИ, В СОСТАВ КОТОРОЙ ВХОДЯТ ЯДЕРНО И РАДИАЦИОННО ОПАСНЫЕ ПРОИЗВОДСТВА И ОБЪЕКТЫ*

Ю.Н. Селезнев

ФГОУ «Государственный институт повышения квалификации руководящих работников и специалистов», г. Обнинск



Данная статья подводит итоги четырехлетней работы автора по анализу состояния системы подготовки персонала в Росатоме и разработке серии стандартов отрасли в области управления персоналом. Проведенные исследования позволили дать определение системы профессионального обучения организации; определить ее место в национальной системе профессионального образования, в системе управления персоналом организации, в системе менеджмента качества организации, в системе экономической безопасности организации; определить роль профессионального обучения в обеспечении необходимой квалификации и компетентности персонала; предложить единые организационно-методические подходы к реализации профессионального обучения для промышленных предприятий России.

ВВЕДЕНИЕ

В СССР организация профессионального обучения работников на производстве регулировалась «Типовым положением о непрерывном профессиональном и экономическом обучении кадров народного хозяйства» [1].

В новой России Постановлением Правительства Российской Федерации от 6 июля 1994 г. № 796 были одобрены «Основные направления содействия предприятиям в подготовке персонала на производстве» [5], в которых на основе анализа проблем внутрипроизводственной подготовки персонала в условиях экономической реформы была предложена стратегия, направленная на укрепление учебно-материальной базы образовательных подразделений предприятий, кадровое и методическое обеспечение внутрипроизводственного профессионального обучения, развитие подготовки и повышения квалификации рабочих кадров и специалистов.

Однако в 2001 г. новый Трудовой Кодекс Российской Федерации [12] определил, что «необходимость профессиональной подготовки и переподготовки кадров для собственных нужд определяет работодатель». Формы профессиональной подготов-

© Ю.Н. Селезнев, 2006

* Доклад представлен на IX Международной конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров» (г. Обнинск, 24-28 октября 2005 г.)

ки, переподготовки и повышения квалификации работников, перечень необходимых профессий и специальностей определяются работодателем с учетом мнения представительного органа работников. Таким образом, государство отказалось от регулирования вопросов профессиональной подготовки персонала на производстве, что вполне объяснимо по отношению к частному сектору экономики, но создает определенные проблемы для государственных унитарных предприятий. Отсутствие у предприятий опыта деятельности в условиях рыночной экономики потребовало существенной реорганизации сложившейся системы обучения кадров на производстве, приведения ее в соответствии с требованиями рынка, мировой практикой с целью непосредственного вовлечения работников в осуществление экономических реформ. Кроме того, государством не была создана система методической и организационной помощи предприятиям по распространению отечественного и зарубежного передового опыта эффективного использования профессионального потенциала и последовательного его развития, организации труда, управления, применения новых технологий и реорганизации производства через обучение руководителей и специалистов, вооружение их знаниями по обеспечению успешной деятельности в условиях рыночной экономики, предотвращению массовых увольнений при банкротстве и санации предприятий, предусмотренная «Основными направлениями содействия предприятиям в подготовке персонала на производстве» [5], не была разработана научно-методическая база для такого перехода. Отсутствие научно обоснованных нормативов затрат на обучение для предприятий, работающих в условиях государственного заказа, привело к удельному снижению затрат на обучение в себестоимости продукции.

ПРЕДПОСЫЛКИ

В 2001–2004 гг. автором совместно с коллегами из Смоленского учебно-тренировочного центра «Атомтехэнерго» в рамках Федеральной целевой программы «Ядерная и радиационная безопасность России» были проведены исследования состояния системы подготовки персонала ядерно и радиационно опасных объектов Мината МИИТа России. На основании проведенного анализа были разработаны рекомендации по совершенствованию системы и требования к системе обеспечения надежной работы персонала ядерно и радиационно опасных объектов. Основными результатами четырехлетней работы стали разработка и выпуск двух серий отраслевых стандартов: по обеспечению квалификации и компетентности персонала, а также по созданию и эксплуатации систем профессионального обучения организаций, в состав которых входят ядерно и радиационно опасные производства и объекты (см. рис. 1, 2).

Таким образом, удалось добиться частного решения вышеуказанной проблемы по организационно-методическому обеспечению профессиональной подготовки персонала на производстве для одной отрасли народного хозяйства.

Надо отметить, что крупные организации, работающие в условиях рынка, вынуждены были пойти на создание (совершенствование) внутрифирменных систем обучения, подчиняясь требованиям этого самого рынка. Такие системы обучения в основном копируют системы обучения аналогичных западных предприятий. Более мелкие организации пользуются услугами консалтинговых фирм, проводящих корпоративные тренинги по стандартному набору тем, ориентированному на развитие общих компетенций персонала, без учета специфики производства.

Цель данной статьи – дать определение системы профессионального обучения организации; определить ее место в национальной системе профессионального образования, в системе управления персоналом организации, в системе менеджмента качества организации, в системе экономической безопасности организации; опре-

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

ОСТ 95 10584-2003 Квалификация и компетентность персонала.
Общие требования

Р 95 1-2005 Рекомендации по определению отребности в обеспечении квалификации и компетентности персонала

Р 95 2-2005 Рекомендации по разработке программы подготовки и поддержания квалификации персонала

Р 95 3-2005 Рекомендации по организации работ по обеспечению квалификации и компетентности персонала

Р 95 4-2005 Рекомендации по проведению оценки процессов обеспечения квалификации и компетентности персонала

Рис.1. Серия стандартов Росатома по обеспечению квалификации и компетентности персонала

делить роль профессионального обучения в обеспечении необходимой квалификации и компетентности персонала; предложить единые организационно-методические подходы к реализации профессионального обучения для промышленных предприятий России.

Чтобы дать определение системы профессионального обучения в организации (мы априори принимаем, что она существует или должна существовать), сначала определим ее место и роль в системах, заявленных в целях исследования.

СИСТЕМА ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО ОБРАЗОВАНИЯ

Законом «Об образовании» [13] определено 4 уровня профессионального образования:

- начальное профессиональное образование;
- среднее профессиональное образование;
- высшее профессиональное образование;
- послевузовское профессиональное образование.

В пределах каждого уровня профессионального образования могут реализовываться следующие виды дополнительного профессионального образования:

- повышение квалификации;

ОСТ 95 10581-2003 Система менеджмента качества организаций, в состав которых входят радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты. Управление персоналом. Профессиональное обучение персонала. Общие требования

ОСТ 95 10586-2003 Профессиональное обучение персонала. Требования к квалификации инструктора профессионального обучения

ОСТ 95 10587-2003 Профессиональное обучение персонала. Требования к программам подготовки и поддержания квалификации инструктора профессионального обучения

ОСТ 95 10588-2003 Профессиональное обучение персонала. Рекомендации по применению системного подхода к обучению

ОСТ 95 10589-2003 Профессиональное обучение персонала. Рекомендации по оборудованию учебных помещений

Рис. 2. Серия стандартов Росатома по профессиональному обучению персонала

- переподготовка;
- стажировка.

Профессиональные образовательные программы реализуются в образовательных учреждениях профессионального образования.

В пределах начального профессионального образования Законом (ст. 21) выделяется профессиональная подготовка, которая имеет целью ускоренное приобретение обучающимся навыков, необходимых для выполнения определенной работы, группы работ. Профессиональная подготовка может быть получена в образовательных подразделениях организаций, имеющих соответствующие лицензии. Таким образом, система профессионального обучения организации реализует функции национальной системы образования в части профессиональной подготовки.

СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ ПЕРСОНАЛОМ ОРГАНИЗАЦИИ

Одной из задач системы профессионального обучения является адаптация нового работника к производству. Адаптация осуществляется через систему мероприятий по работе с персоналом, в которую входят инструктажи, обучение безопасным методам труда, изучение рабочего места (оборудование, технологический процесс, производственные инструкции), обучение и аттестация по специальным нормам и правилам, экономическое обучение, обучение менеджменту качества, обучение действиям в чрезвычайных ситуациях, обучение по гражданской обороне, экологическое обучение, стажировка, проверка знаний, дублирование.

Система профессионального обучения от имени организации реализует функции заказчика по подготовке новых рабочих и специалистов, и по всем видам дополнительного профессионального образования.

Система профессионального обучения реализует программы повышения квалификации рабочих и специалистов объемом менее 72 ч, а также проведение тренировок: противоаварийных, противопожарных, по действиям в чрезвычайных ситуациях, по гражданской обороне и т.д. [7].

СИСТЕМА МЕНЕДЖМЕНТА КАЧЕСТВА ОРГАНИЗАЦИИ

ГОСТ Р ИСО 9001-2002 п.6.2.2. определил «... Организация должна

а) определять необходимую компетентность персонала, выполняющего работу, которая влияет на качество продукции;

б) обеспечивать подготовку или предпринимать другие действия с целью удовлетворения этой потребности».

В своей работе [2] мы определили компетентность работника организации как выраженную способность работника применять на практике свою квалификацию, и, соответственно, квалификацию работника организации как подготовленность работника к выполнению трудовых функций, включающая профессиональное образование, профессиональные знания, умения и опыт работы. Таким образом, на компетентность работника влияют его образование, полученное в системе национального профессионального образования; профессиональные знания, полученные в системе профессионального обучения организации; опыт, полученный на рабочем месте в ходе производственной деятельности.

Анализ процессов обеспечения квалификации и компетентности персонала непосредственно на производстве выявил основные виды деятельности по обеспечению квалификации и компетентности персонала:

- подбор персонала;
- подготовка персонала;
- поддержание квалификации персонала;

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

- повышение квалификации персонала;
- профессиональная переподготовка.

Обеспечение квалификации и компетентности персонала можно определить как совокупность видов деятельности, направленных на формирование, сохранение и повышение уровня квалификации работников организации и формирование, сохранение и развитие способности персонала применять свою квалификацию.

Анализ деятельности более 20 организаций отрасли по работе с персоналом, позволил однозначно определить, что профессиональное обучение является основной составной частью видов деятельности по обеспечению квалификации персонала [9].

Так, в частности, подготовка персонала включает в себя:

- вводный инструктаж;
- первичный инструктаж;
- профессиональное обучение при подготовке на должность (профессию);
- стажировку на рабочем месте;
- первичную проверку знаний;
- дублирование.

Поддержание квалификации персонала включает:

- обучение при поддержании квалификации;
- проверку знаний (очередную, внеочередную);
- переаттестацию на право выполнения специальных работ;
- инструктажи (повторный, внеплановый, целевой);
- дублирование (после перерывов в работе);
- противоаварийные, противопожарные тренировки и тренировки по действиям персонала в чрезвычайных ситуациях;
- изучение изменений, внесенных в обслуживаемые схемы и оборудование, ознакомление с организационно-распорядительными документами, проработка обзоров несчастных случаев и технологических нарушений.

Таким образом, профессиональное обучение персонала организации осуществляется:

- при подготовке на должность (профессию);
- при поддержании квалификации;
- при повышении квалификации;
- при переподготовке.

Место профессионального обучения в системе менеджмента организации можно представить в виде следующей схемы (рис.3) [8].

СИСТЕМА ЭКОНОМИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ОРГАНИЗАЦИИ

Экономическая безопасность – это качественный показатель состояния экономики организации, при котором обеспечивается ее устойчивый экономический рост, высокое качество управления, защита экономических интересов и экономического потенциала в условиях внутренних и внешних угроз при соблюдении ядерной безопасности [14].

Угроза экономической безопасности может быть определена в конечном виде как некий ущерб, интегральный показатель которого характеризует степень снижения экономического потенциала организации за определенный промежуток времени. Из всех возможных видов угроз экономической безопасности организации – катастрофических (природных и техногенных), информационных, конкурентных, связанных с некомпетентностью собственника или сотрудников предприятия в технологических, производственно-финансовых, организационных вопросах и ряда других – нами особо выделяются и рассматриваются те, что непосредственно связаны с разрушением

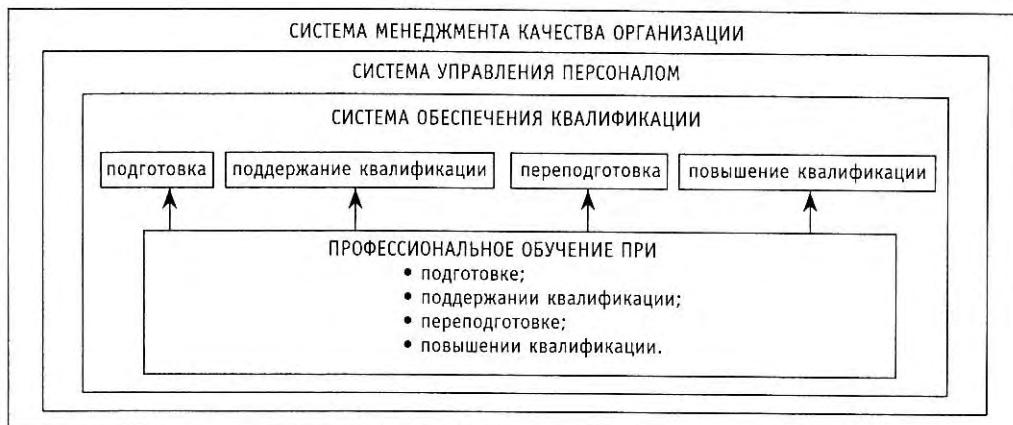


Рис. 3. Место профессионального обучения в системе менеджмента качества организации

или ослаблением указанного потенциала под воздействием внутренних факторов, связанных с кадровым потенциалом организации.

В настоящее время в атомной энергетике и промышленности существует четко сформулированная концепция и принципы обеспечения безопасности. Опыт таких крупных аварий, как на Чернобыльской АС и АС «Три Майл Айленд» актуализировал проблемы экономической безопасности, связанные, в первую очередь, с человеческим фактором, в частности, с культурой безопасности. Нельзя не отметить и тот факт, что культура безопасности на атомных объектах определяет во многом управленческую составляющую в структуре экономической безопасности. Выделяют две основные группы умений и навыков, определяющие эту составляющую.

1. Умение реализовать управленческий цикл, направленный на успешное решение проблем, умение определять перспективные цели, рационально планировать свою работу и работу подчиненных, четко доводить задания до исполнителей, проводить оценку персонала, планировать карьеру персонала.

2. Умения, связанные с коммуникативными функциями. Это умение менеджера общаться с людьми, налаживать контакты с сотрудниками, представителями внешней среды и т.п.

Таким образом, экономическая безопасность на атомных объектах во многом определяется политикой в области кадрового менеджмента.

Современный технический уровень развития атомной энергетики и промышленности предъявляет высокие требования к качественной и надежной работе персонала. Взаимная адаптация и сбалансированность требований к технике и человеку является непременным условием безопасной, надежной, качественной и экономичной работы атомных объектов. Процессы управления персоналом, деятельность которого связана с применением высоких производственных технологий, требует от руководителей атомных объектов профессиональных знаний в области организации работы с персоналом. При этом организация работы с персоналом должна строиться с учетом следующих особенностей:

- требований по обеспечению ядерной, радиационной, пожарной и технической безопасности объектов;
- высоких требований к квалификации персонала в связи с наличием сложных производственных технологий;
- ответственностью персонала в связи с закрытым характером производства;
- наличием вредных условий труда (воздействие ионизирующих излучений, воздействие вредных химических веществ);

- проживанием, как правило, в обособленных городах.

Основными целями при организации работы с персоналом являются обеспечение квалификации и компетентности персонала, а именно:

- формирование, сохранение и повышение уровня квалификации персонала, необходимого для обеспечения безопасной, надежной и эффективной работы организации;

- формирование, сохранение и развитие компетентности, как способности персонала применять свою квалификацию при выполнении должностных обязанностей.

Основой для реализации этой деятельности является система профессионального обучения организации [10].

СИСТЕМА ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО ОБУЧЕНИЯ ОРГАНИЗАЦИИ

С учетом всего вышесказанного, профессиональное обучение можно определить как процесс формирования у обучаемого знаний, умений, навыков и профессиональных качеств, являющийся составной частью подготовки, поддержания, повышения квалификации [1], осуществляемый в системе профессионального обучения организации.

Основной целью деятельности системы профессионального обучения персонала является достижение и поддержание необходимого уровня квалификации персонала, способного обеспечить безопасную, надежную и эффективную работу организации, в состав которой входят радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты.

Система профессионального обучения персонала в организации представляет собой совокупность взаимодействующих элементов:

- должностных лиц, осуществляющих управление профессиональным обучением персонала в организации;
- документации по профессиональному обучению персонала;
- программ профессионального обучения;
- учебных подразделений организации, осуществляющих профессиональное обучение персонала.

Можно выделить следующие основные задачи системы профессионального обучения:

- определение потребностей в профессиональном обучении персонала;
- осуществление профессионального обучения персонала;
- совершенствование системы профессионального обучения персонала.

В качестве методической базы для организации функционирования системы профессионального обучения предлагается системный подход к обучению (СПО), рекомендованный МАГАТЭ [15] к применению на атомных станциях и переработанный для применения на любых промышленных предприятиях отрасли [4].

С учетом рекомендаций СПО можно предложить следующие этапы функционирования системы профессионального обучения:

- анализ и планирование;
- разработка программ профессионального обучения персонала;
- разработка учебно-методических материалов и технических средств обучения;
- проведение профессионального обучения персонала;
- оценка процесса профессионального обучения персонала;
- учет и отчетность по результатам профессионального обучения персонала.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Приведенная в данной статье система стандартов по обеспечению квалификации и компетентности персонала, а также по созданию и эксплуатации систем профессионального обучения организаций, в состав которых входят ядерно и радиационно опасные производства и объекты, введена в Росатоме в качестве рекомендаций для организаций, подведомственных агентству. Проведен ряд совещаний и учебных семинаров по внедрению стандартов. Результат: концерн «Росэнергоатом», в состав которого входят все атомные станции России, разработал серию руководящих документов эксплуатирующей организации (РД 30) по профессиональному обучению персонала, приняв СПО в качестве основной методологии построения учебного процесса; ряд предприятий топливного цикла переработал стандарты организации (СТО) по организации профессионального обучения в соответствии с ОСТ 95 10581-2003, работы по созданию корпоративных стандартов по обеспечению компетентности и квалификации персонала начаты в корпорации предприятий, входящих в состав ОАО «ТВЭЛ».

Учитывая положительный опыт, полученный на предприятиях Росатома, автор считает необходимым продолжить начатые исследования, результатом которых может стать разработка и выпуск национальных стандартов в области управления персоналом; оптимальное распределение ролей в профессиональном обучении (подготовке персонала) между организациями и учреждениями образовательной сферы; развитие консалтинговых услуг в сфере проектирования систем обучения, разработки учебных материалов и технических средств обучения; и, как следствие, повышения качества трудовой жизни работников, эффективности и безопасности организаций.

Литература

1. ОСТ 95 10581-2003 Система менеджмента качества организаций, в состав которых входят радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты. Управление персоналом. Профессиональное обучение персонала: Общие требования.
2. ОСТ 95 10584-2003 Квалификация и компетентность персонала: Общие требования.
3. ОСТ 95 10586-2004 Профессиональное обучение персонала: Требования к квалификации инструктора профессионального обучения.
4. ОСТ 95 10588-2004 Профессиональное обучение персонала: Рекомендации по применению системного подхода к обучению.
5. Постановление Правительства Российской Федерации от 6 июля 1994 г. № 796 «О мерах по воздействию на предприятиям в подготовке персонала на производстве».
6. Рекомендация Международной организации труда от 23 июня 1975 г. № 150 «О профессиональной ориентации и профессиональной подготовке в области развития людских ресурсов».
7. Селезнев Ю.Н. Профессиональное обучение – составная часть системы подготовки и поддержания квалификации персонала организаций / Сб. научн. тр. межотраслевой НМК, Ч. 1 «Проблемы непрерывной многоуровневой подготовки специалистов для предприятий и организаций Минатома». – Северск, 2003. – С. 50-53.
8. Селезнев Ю.Н. Управление персоналом в системе менеджмента качества ядерно- и радиационно- опасных объектов / Сборник докладов отраслевого совещания «Совершенствование кадровой и социальной политики, формирование эффективного кадрового потенциала в организациях атомной энергетики и промышленности». – Обнинск, 2003 – С. 164-172.
9. Селезнев Ю.Н. Правовое и нормативное обеспечение профессионального обучения персонала в организациях Минатома России / Доклад на 8 Международной конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров». – Обнинск, 2003 – С. 56-58.
10. Селезнев Ю.Н. Надежная работа персонала – основной фактор обеспечения экономической безопасности АС / Доклад на международной конференции по безопасности в Росэнергоатоме. – М., 2003.

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

11. Типовое положение о непрерывном профессиональном и экономическом обучении кадров народного хозяйства (Приложение к постановлению Госкомтруда СССР, Гособразования СССР и Секретариата ВЦСПС от 15 июня 1988 г. № 369/92-14-47/20/18-22).
12. Трудовой Кодекс Российской Федерации (Федеральный закон от 30 декабря 2001 г. № 197-ФЗ).
13. Федеральный Закон от 13 января 1996 г. № 12-ФЗ «Обнесении изменений и дополнений в закон Российской Федерации «ОБ ОБРАЗОВАНИИ».
14. Экономическая безопасность России: Учебник для вузов. Ч.1/Под. общ. ред. С.В. Степашина. – М., СПб.: Всероссийская государственная налоговая академия; Санкт-Петербургский университет МВД России; Изд-во «Лань», 2001.
15. Technical Reports Series №380 «Nuclear Power Plant Personnel Training and its Evaluation». – Vienna: IAEA, 1996.

Поступила в редакцию 13.02.2006

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННОГО АНАЛИЗА ПРОБ ГЕОЛОГИЧЕСКИХ МАТЕРИАЛОВ

В.И. Бойко*, М.Е. Силаев, Ю.С. Черепнин***, И.В. Шаманин***

*Томский политехнический университет, г. Томск

**Национальный ядерный центр Республики Казахстан, г. Курчатов

***Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники,
г. Москва



Рассмотрены возможности использования импульсного графитового реактора (ИГР) для проведения нейтронно-активационного анализа (НАА) проб геологических материалов. Проанализированы технические, нейтронно-физические и теплофизические параметры реактора, влияющие на процесс облучения и анализа исследуемых материалов. Выполнено сравнение возможностей проведения НАА в промышленных масштабах на ИГР и других исследовательских реакторах. Приведены некоторые результаты анализов.

ВВЕДЕНИЕ

При выполнении геолого-разведочных работ, а также во всех видах производства, связанных с добычей и переработкой полезных ископаемых, необходимо проводить большой объем аналитических исследований, связанных с определением элементного состава геологических материалов. Наиболее общие требования к выполнению подобного рода анализов: оперативность, высокая чувствительность, большая производительность при сохранении высокого качества и минимальных затратах. НАА является одним из основных методов элементного анализа проб. Он относится к числу наиболее универсальных (по перечню определяемых элементов) и чувствительных методов анализа (предел обнаружения для большинства элементов находится в интервале $10^{-11} \div 10^{-7}\%$). Кроме того, у него нет каких-либо существенных концентрационных ограничений, т.е. он пригоден для определения как высоких, так и низких концентраций элементов в пробах. Универсальность НАА делает возможным его широкое использование для анализа геологических материалов, а высокая чувствительность ставит в разряд арбитражных методов.

Как и любой другой метод, НАА характеризуется своими возможностями и ограничениями, которые связаны не только с ядерно-физическими свойствами элементов. В значительной степени они определяются экспериментальной базой, использу-

© В.И. Бойко, М.Е. Силаев, Ю.С. Черепнин, И.В. Шаманин, 2006

зуемой для проведения анализов. Основными составляющими экспериментальной базы являются источник излучения и измерительная аппаратура. Измерительная часть может быть развита и приспособлена к проведению анализов с заданными параметрами и в необходимом объеме. Гораздо большие ограничения возникают в использовании источника излучения. Для целей НАА пригодны любые источники нейтронного излучения, однако их характеристики имеют ключевую роль, определяя практически все значимые параметры метода – перечень определяемых элементов, чувствительность анализов и производительность работ. Наиболее широкие возможности для анализа реализуются при использовании в качестве источника нейтронов ядерного реактора.

Режим облучения проб в реакторе может быть различным. Импульсный режим имеет неоспоримое преимущество для использования его в целях НАА. Он позволяет в максимально короткий срок добиться наибольшего уровня активации материала пробы, что является особенно важным для элементного анализа с помощью короткоживущих продуктов активации. Эффективность активации образцов в импульсном и стационарном режимах работы реактора может отличаться в 100 ± 1000 раз [1]. Поэтому многие серийные исследовательские реакторы, в перечень предназначения которых входит проведение нейтронно-активационного анализа, имеют возможность работы в импульсном режиме (например, ИИН [1], TRIGA [2]). Импульсный графитовый реактор ИГР первоначально не предполагалось использовать для целей облучения геологических проб. Однако в последнее время были проведены исследования для изучения возможности его применения в целях облучения проб для НАА.

Основной целью работы являлось достижение промышленных масштабов использования реактора ИГР для проведения нейтронно-активационного анализа геологических материалов.

Основные решаемые задачи:

- определение возможностей использования ИГР для облучения проб;
- разработка и отработка технологии облучения и анализов проб;
- разработка и отработка промышленной технологии облучения проб.

Основными условиями и характеристиками, влияющими на облучение проб геологических материалов в реакторе являются:

- наличие специальных сооружений и систем, обеспечивающих возможность проведения облучения и последующих анализов;
- наличие и геометрические параметры доступных для облучения проб экспериментальных каналов реактора;
- нейтронно-физические параметры реактора;
- термодинамические параметры облучения.

КОНСТРУКТИВНЫЕ ОСОБЕННОСТИ И ПАРАМЕТРЫ ИГР

Реакторный комплекс ИГР обладает необходимым для проведения НАА набором сооружений и систем. Помимо прочих, к разряду имеющихся относятся принципиально необходимые для реализации технологии НАА: системы газового и водяного охлаждения экспериментальных каналов; система загрузки-выгрузки экспериментальных устройств; хранилища РАО [4].

Реактор ИГР оснащен двумя экспериментальными каналами вертикального расположения. Оба могут использоваться для облучения проб геологических материалов. Геометрические параметры каналов приведены в табл. 1.

Традиционной для реактора, работающего в стационарном режиме мощности, является схема поведения НАА с последовательным перемещением проб в экспериментальном канале с помощью пневмо- или гидропочты. При такой схеме производитель-

Таблица 1

Каналы ИГР, пригодные для облучения геологических проб

Канал	Диаметр, мм	Высота (по активной зоне), см
Центральный экспериментальный канал (ЦЭК)	228	140
Боковой экспериментальный канал (БЭК)	82	140

ность процесса облучения проб определяется геометрическими размерами канала, длительностью процесса облучения и возможностями реактора в поддержании стационарного уровня мощности. Обычно производительность не превышает нескольких сот проб/сутки, а размер пробы – нескольких грамм. Для импульсного режима облучения использование последовательной схемы перемещения проб является бесмысленным в силу кратковременности самого процесса облучения. Поэтому производительность облучения определяется загрузкой канала исследуемым материалом во время пуска реактора. Геометрические параметры экспериментальных каналов ИГР (особенно ЦЭК) превосходят параметры каналов других исследовательских реакторных установок различного типа (ВВР [1], ИИН [1], СМ-2 [1], ИРТ-2000 [3]). Таким образом, реактор ИГР предоставляет более широкие возможности в облучении проб.

Реактор ИГР работает в двух основных режимах [4]:

«вспышки» – нерегулируемый нейтронный импульс, амплитуда и длительность которого определяются величиной начальной реактивности;

«импульса» – регулируемый (в том числе стационарный) режим, при котором мощность реактора изменяется по заранее заданному закону.

Основные технические характеристики реактора:

- максимальное энерговыделение, ГДж 5,2;
- температура топлива, К ≤ 1400 ;
- плотность потока тепловых нейтронов, $\text{см}^{-2}\text{s}^{-1}$:
 - в импульсном режиме $0,7 \cdot 10^{17}$;
 - в стационарном режиме $0,7 \cdot 10^{16}$;
- максимальный флюенс тепловых нейтронов, см^{-2} $3,7 \cdot 10^{16}$.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ИГР ДЛЯ НАА

При проведении нейтронно-активационного анализа основными значимыми параметрами нейтронного поля в месте облучения проб являются: плотность потока, флюенс, энергия, а также коэффициенты анизотропии и асимметрии [5].

Значение плотности потока нейтронов реактора ИГР является практически предельным для большинства материалов. Именно этот факт позволил, в частности, использовать реактор для изучения аварий реактивностного типа с плавлением и разрушением элементов активной зоны ядерных реакторов.

Достижимый диапазон значений интегрального флюенса ИГР соответствует потребностям нейтронно-активационного анализа, для проведения которого в большинстве случаев, необходимое значение указанной величины составляет 10^{15} см^{-2} .

Цикл работ по исследованию спектрального состава нейтронного излучения в реакторе ИГР был проведен совместно с РФЯЦ-ВНИИТФ [6, 7]. Было проведено расчетное и экспериментальное определение спектральных характеристик поля нейтронов в экспериментальных каналах реактора. Расчетное моделирование спектра поля нейтронов в экспериментальных каналах ИГР выполнено с помощью двух расчетных кодов – ПРИЗМА.Д и MCNP-4B. Для экспериментального определения параметров спектра нейтронов реактора ИГР были использованы стандартные наборы активации-

онных детекторов и детекторов, изготовленных на основе делящихся материалов. Детекторы облучали в открытом виде, в кадмийевых экранах (1 мм Cd) и в составных экранах из кадмия и бора (1 мм Cd + 1 г/см² ¹⁰B). Для восстановления энергетических спектров нейтронов в диапазоне энергий от 0,5 эВ до 18 МэВ был использован алгоритм, разработанный на основе программы МНР [8]. В этом алгоритме используются активационные резонансные детекторы, облученные в кадмийевых и борных экранах, детекторы на основе делящихся материалов и активационные пороговые детекторы быстрых нейтронов. В качестве начальных приближений были взяты спектрами из библиотеки классифицированных нейтронных спектров БКС-2. Такими спектрами, наиболее близкими по условиям их формирования к спектрам реактора ИГР, являются спектр в центре активной зоны графитового реактора в Хэнфорде (средняя энергия надтепловых нейтронов 0,214 МэВ) и спектр в графитовом отражателе реактора ИР-100 (средняя энергия надтепловых нейтронов 0,323 МэВ).

Некоторые характерные результаты расчетов и экспериментов представлены на рис. 1, 2.

Анализ спектрального состава нейтронов позволил установить следующие важные аспекты, имеющие значение для проведения облучения и анализа проб геологических материалов с помощью реактора ИГР:

- тепловая составляющая спектра нейтронов в экспериментальных каналах реактора ИГР не превышает 50%; наличие существенной надтепловой и быстрой составляющих спектра с энергией нейтронов свыше 3 МэВ указывает на возможность их эффективного использования для активации материалов проб, при этом может быть получена дополнительная информация об элементном составе исследуемых материалов, что в дальнейшем нашло свое подтверждение в экспериментальных работах;

• отличия спектров в центре и на периферии активной зоны реактора незначительны; этот факт позволяет существенно снизить объемы работ, связанных с определением спектральных характеристик поля нейтронов во время облучения проб; уменьшение объема работ достигается путем замены полномасштабных исследований спектра нейтронов по всему объему канала определением относительного распределения флюенса нейтронов по его высоте и спектральных характеристик в какой-либо одной контрольной точке.

В экспериментах по определению относительных величин распределения нейтронных потоков на реакторе ИГР использовались проволоки из химически чистой меди толщиной 1 мм и никрома толщиной 1,1 мм. Для этих же

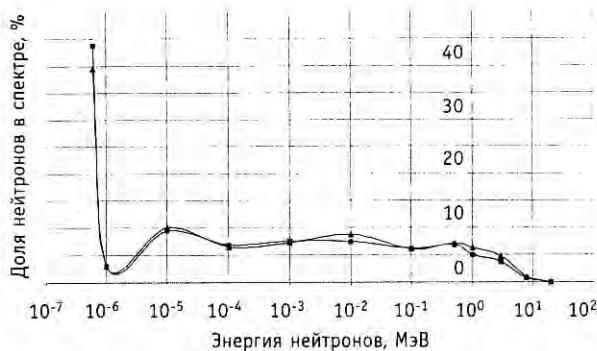


Рис. 1. Спектральный состав нейтронов в центре и на краю активной зоны ЦЭК реактора ИГР (МНР):
■ – край активной зоны; ▲ – центр активной зоны

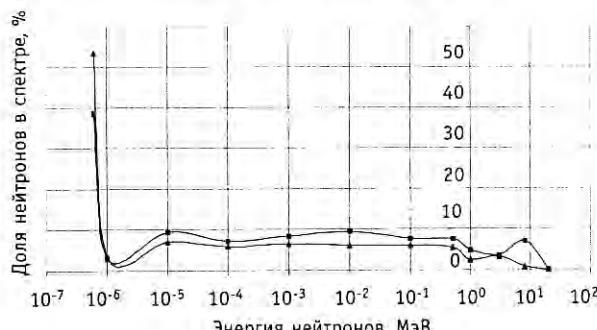


Рис. 2. Спектральный состав нейтронов в центре БЭК (0 см) реактора ИГР: ■ – MCNP; ▲ – эксперимент

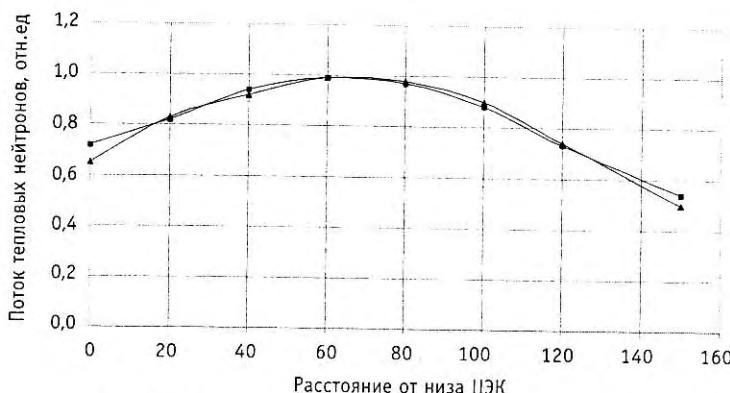


Рис. 3. Распределение нейтронов по высоте экспериментальных каналов ИГР: ■ – ЦЭК; ▲ – БЭК

целей из медной фольги толщиной 0,1 мм изготавливались образцы в форме дисков диаметром 1 см. Характерные результаты экспериментов по определению распределения нейтронного потока по высоте ЦЭК и БЭК ИГР представлены на рис. 3.

Отличия в значениях нейтронных потоков в центре и на периферии реактора ИГР не превышают 35%.

Распределение нейтронного потока по радиусу экспериментальных каналов является равномерным с точностью до величины погрешности измерений (3%).

Отсутствие значительных неравномерностей в нейтронном потоке внутри экспериментальных каналов реактора ИГР является еще одной отличительной особенностью, упрощающей проведение НАА. Равномерность потока значительно сокращает объем работ, связанных с определением спектра и флюенса, упрощает и делает более точной всю процедуру активационного анализа.

Термодинамические параметры облучения материалов являются одним из основных факторов, ограничивающим использование импульсного реактора ИГР для нейтронно-активационного анализа. Проблемы связаны с кратковременностью и большой интенсивностью радиационного разогрева материалов, а также трудностью отвода большого количества тепла за короткое время. Радиационному разогреву подвергаются все конструкции и материалы, задействованные в процессе облучения: реактор, экспериментальные устройства, пробы.

Система охлаждения реактора является пассивной. Разогрев зоны ограничен температурой 1400 К. Однако при полном интеграле мощности реактора радиационный разогрев активной зоны настолько велик, что не позволяет производить свыше одного реакторного пуска за сутки.

Радиационный разогрев ограничивает также возможности использования материалов для изготовления экспериментальных устройств, предназначенных для облучения проб. Они выполняются из материалов, имеющих небольшое значение сечения захвата нейтронов – полиэтилен, алюминий, графит. Плавление полиэтилена в реакторе ИГР наблюдается при интегральном флюенсе $(0,6 \div 0,7) \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$. Ядерно-чистый алюминий слишком дорог. Попытка использовать обычный технический алюминий оказалась неудачной. Извлечение и разборка экспериментального устройства с пробами после облучения в реакторе вызвали большие затруднения, т.к. уровень мощности эквивалентной дозы вблизи устройства превышал 1 Зв/ч. Поэтому устройства для облучения проб в промышленных масштабах изготавливались из ядерно-чистого графита марки ГМЗ.

Принудительное охлаждение экспериментального канала и расположенных в нем экспериментальных устройств, предназначенных для облучения проб в реакторе ИГР, не используется. Основными причинами для этого являются: необходимость в сни-

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

жении затрат, связанных с облучением; теплофизические свойства материала экспериментальных устройств (графит, полиэтилен), имеющих низкую теплоотдачу; сложность организации теплосъема с устройства для облучения проб, почти полностью занимающего объем экспериментального канала при проведении НАА в промышленных масштабах.

Использование материалов – индикаторов нейтронного потока на ИГР также ограничено радиационным разогревом. При отсутствии принудительного охлаждения и полном интеграле мощности реактора происходит не только плавление, но и испарение индикаторов, выполненных на основе особо чистого золота. Этот факт является одной из причин, по которой для нейтронно-физических исследований в качестве нейтронных индикаторов были использованы такие материалы как медь, цинк и никром, которые в силу своих ядерно-физических свойств гораздо менее подвержены радиационному разогреву. Кроме того, при флюенсе нейтронов $0.5 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$ и более происходит плавление кадмииевой фольги. Таким образом, имеется ограничение по использованию метода «кадмииевой разности» для определения активации проб по трем группам нейтронов (тепловой, эпитепловой и быстрой).

НЕКОТОРЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ОБЛУЧЕНИЯ ПРОБ В РЕАКТОРЕ

На реакторе ИГР была разработана и внедрена технология облучения геологических проб, содержащих самородное золото.

На процедуру определения золота в геологических материалах оказывают существенное влияние ряд природных факторов, делающих эту задачу самостоятельной и достаточно сложной. К таким факторам относятся:

- низкая относительная концентрация золота в исследуемом материале;
- негомогенность исследуемых материалов, в том числе возможность нахождения в нем самородных частиц золота;
- разнообразие геологических основ исследуемого материала.

Перечисленные факторы определяют следующие особенности в подготовке и проведении анализов:

- для выполнения анализов требуется специальная пробоподготовка, требующая, как правило, измельчение исследуемого материала до 200 меш. с последующим уменьшением количества исследуемого материала методом его квартования по конусу или каким-либо другим методом [9];
- представительность пробы считается обеспеченной при использовании в анализах значительного количества материала, прошедшего пробоподготовку, – от 50 до 100 г [9].

Для облучения объемных проб геологических материалов в ИГР было разработано и паспортизовано облучательное устройство, представляющее собой «колонну» из ядерно-чистого графита, содержащую ниши для проб. Размеры колонны соответствуют габаритным параметрам ЦЭК реактора. С помощью ЦЭК ИГР были проделаны эксперименты по одновременному облучению до 100 проб геологического материала массой от 50 до 80г в разработанном устройстве. Исходя из того, что в течение суток может быть проведено несколько пусков реактора, был сделан вывод о том, что производительность реактора ИГР в облучении геологических материалов с использованием разработанного устройства не только не уступает, но значительно превосходит производительность большинства исследовательских реакторных установок.

Качество проведения анализов было проверено в серии тестовых экспериментов. Серия состояла из двух реакторных пусков. Во время первого эксперимента в реакторе были облучены дубликаты проб, концентрация в которых золота была ранее определена в центральной заводской лаборатории г. Караганды пробирным методом.

Результаты анализов показали хорошую сходимость значений концентраций, полученные различными методами (свыше 80% анализов имеют различия, не превышающие 20%). Для второго облучения использовались пробы, предоставленные ТОО «ФМЛ Казахстан», представляющие собой образцы стандартного содержания (ОСС), концентрация в которых определяемого элемента (золота) не была заранее известна. Результаты анализов показали, что полученные значения концентраций отличаются от паспортных не более чем на 10% [10] (табл. 2).

Анализ образцовых проб с облучением на ИГР

Таблица 2

№ пробы	1	2	3	4	5
Содержание золота в пробе согласно результатам анализов, г/т	0,98	6,84	0,36	0,91	0,38
Содержание золота в пробе согласно паспортным данным на ОСС, г/т	1,007	6,662	0,389	1,007	0,389

Помимо анализа содержания золота в геологических материалах с помощью реактора ИГР исследовалось содержание в пробах других элементов. Анализ несамородных материалов с помощью реактора ИГР обычно являлся многоэлементным. Масса пробы для выполнения представительного анализа несамородных материалов не превышает 5 г [9]. Полное использование объема каналов реактора ИГР позволяет одновременно проводить облучение нескольких тысяч таких проб. Такие возможности в облучении практически снимают ограничения в промышленном проведении анализов. Производительность их выполнения ограничивается уже не процессом облучения, а процессом анализа облученного материала.

В экспериментах на реакторе ИГР исследовались не только геологические материалы, но и экологические пробы (например, пробы грунта) и др. Так, в ходе проведения рекультивации территории шахтных пусковых комплексов (ШПУ) было выполнено экологическое обследование, включающее определение содержания в почве основных тяжелых металлов и токсичных элементов. Некоторые результаты анализов, полученных с помощью облучения проб почвы на реакторе ИГР представлены в табл. 3. Значения содержаний определяемых элементов соответствует естественному (кларковому) уровню с незначительными вариациями, характерными для верхних слоев грунта.

Чувствительность анализов в таких исследованиях обычно является задаваемой величиной. Ее порядок обеспечивается степенью активации проб и формой выполнения последующего анализа (инструментальный или с химическим выделением). В большинстве случаев облучение проб на реакторе ИГР обеспечивает возможность последующего выполнения многоэлементных анализов инструментальным методом, т.к. степень облучения материала является достаточно высокой.

Многоэлементный анализ проб ШПУ

Таблица 3

№ площадки	Содержание элементов в пробах до и после рекультивационных работ, г/г					
	Sb, до	Sb, после	As, до	As, после	Cr, до	Cr, после
373	$1,32 \cdot 10^{-7}$	$2,03 \cdot 10^{-7}$	$6,97 \cdot 10^{-7}$	$9,40 \cdot 10^{-7}$	$6,28 \cdot 10^{-6}$	$9,07 \cdot 10^{-6}$
374	$1,63 \cdot 10^{-7}$	$8,23 \cdot 10^{-7}$	$9,36 \cdot 10^{-7}$	$1,56 \cdot 10^{-6}$	$8,41 \cdot 10^{-6}$	$6,30 \cdot 10^{-6}$
375	$1,68 \cdot 10^{-7}$	$1,33 \cdot 10^{-7}$	$5,09 \cdot 10^{-7}$	$3,82 \cdot 10^{-7}$	$6,81 \cdot 10^{-6}$	$5,99 \cdot 10^{-6}$
376	$1,42 \cdot 10^{-7}$	$1,85 \cdot 10^{-6}$	$5,64 \cdot 10^{-7}$	$9,76 \cdot 10^{-7}$	$5,87 \cdot 10^{-6}$	$7,77 \cdot 10^{-6}$
377	$1,64 \cdot 10^{-7}$	$1,48 \cdot 10^{-7}$	$5,11 \cdot 10^{-7}$	$5,33 \cdot 10^{-7}$	$6,74 \cdot 10^{-6}$	$6,17 \cdot 10^{-6}$

ВЫВОДЫ

Исходя из результатов проведенных расчетно-экспериментальных работ, в отношении реактора ИГР были сформулированы следующие выводы:

1. На реакторе существуют все необходимые возможности для облучения проб геологических материалов в целях определения их элементного состава нейтронно-активационным методом.

2. Возможности ИГР в облучении проб, по сравнению с другими исследовательскими реакторами (ВВР, ИНН, TRIGA и т.п.), являются более широкими практически по всем аспектам технологии выполнения нейтронно-активационного анализа. Технические и нейтронно-физические параметры реактора предоставляют уникальные возможности для облучения и последующего анализа геологических проб с минимальными затратами и максимальным качеством.

3. Преимущества реактора могут быть реализованы наилучшим образом для анализа проб неоднородных материалов, имеющих большой объем (например, самородное золото), а также для определения элементного состава материалов по короткоживущим нуклидам и при проведении многоэлементных анализов. Степень облучения материалов в реакторе достаточно высока для использования инструментального метода анализа в большинстве случаев.

4. Ограничения в использовании реактора ИГР для проведения НАА в промышленных масштабах вызваны, в основном, проблемой организации принудительного охлаждения экспериментальных устройств при облучении.

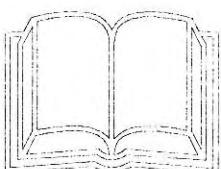
5. Разработаны и реализованы технологии для проведения нейтронно-активационного анализа геологических материалов на ИГР в промышленных масштабах. Имеется положительный опыт использования разработанных технологий.

Литература

1. Бать Г.А., Коченов А.С., Кабанов Л.Л. Исследовательские ядерные реакторы. – М.: Атомиздат, 1992. – 271 с.
2. Научно-экспериментальная база атомной промышленности зарубежных стран. Справочник//Подред. А.К. Круглова, Ю.В. Смирнова. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 408 с.
3. Крамер-Агеев Е.А., Трошин В.С., Тихонов Е.Г. Активационные методы спектрометрии нейтронов. – М: Атомиздат, 1976. – 232 с.
4. Pakhnitz V.A., Pavshook V.A., Cherepnin Yu.S., Talyzin V.M. Impulse Graphite Reaktor IGR: Proc. of International Embedded Topical Meeting Physics, Safety, and Applications of Pulse Reactors. – Washington, 1994. – Р. 123-125.
5. Кузнецов Р.А. Активационный анализ. – М.: Атомиздат, 1967 – 323 с.
6. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Литвин В.И. и др. Расчетно-экспериментальное исследование особенностей спектра нейтронов ИГР// Атомная энергия. – 2000. – Т. 89. – Вып. 3. – С. 233-237.
7. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Кащаева Е.А. и др. Особенности поля тепловых нейтронов в экспериментальном канале ИГР// Атомная энергия. – 2001. – Т.90. – Вып. 4. – С. 251-256.
8. Брисман Б.А., Генералов В.В., Крамер-Агеев Е.А., Трошин В.С. Внутриреакторная дозиметрия. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 200с.
9. Производственное геологическое объединение «ВостокКазгеология». Центральная лаборатория. Справочные данные о лабораторной службе (утверждены Министерством геологии СССР). – Усть-Каменогорск, 1988. – 47 с.
10. Недбаев И.Н., Пивоваров О.С., Колодешников А.А., Силаев М.Е. и др. Акт о проведении нейтронно-активационного анализа проб геологических материалов с использованием реактора ИГР. № 240-01/137 от 11.11.99. – Дочернее государственное предприятие – Институт атомной энергии Республиканского государственного предприятия – Национальный ядерный центр Республики Казахстан. – 1с.

Поступила в редакцию 3.10.2005

ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ
НОВЫЕ КНИГИ



Информация от журнала "Ядерная энергетика"

Ю.А. Волков, О.Б. Дугинов, Д.А. Клинов

Надежность и безопасность ЯЭУ: Учебное пособие по курсу "Надежность и безопасность ЯЭУ". - Обнинск: ИАТЭ, 2005. - 120 с.

Е.С. Матусевич

Реакторы для медицины: Учебное пособие по курсу "Реакторы и ускорители". - Обнинск: ИАТЭ, 2005. - 148 с.

Р.П. Баклушкин

Обращение с радиоактивными отходами на АЭС: Учебное пособие по курсу "Эксплуатация АЭС". Ч.1. - Обнинск: ИАТЭ, 2005. - 48 с.

И.В. Романцова

Радиоактивные аэрозоли: Учебное пособие по курсам "Дозиметрия излучений", "Дозиметрия и защита от излучений", "Ядерно-физические методы анализа". - Обнинск: ИАТЭ, 2005. - 72 с.

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.58

On the Problem of System Investigation of Nuclear Plant Safety using Probabilistic Methods | A.M. Bakhmetiev, I.A. Bylov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2006. – 9 pages, 2 illustrations, 1 table. – References, 13 titles.

Approaches to methodical support, program complexes, organizational procedures for system safety investigation of different type and purpose plants with the help of probabilistic methods are stated.

УДК 621.039.58

On the System of BN-600 Power Unit Safety and Reliability Monitoring | A. Bakhmetiev, J. Kamanin, J. Makeev, L. Popov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2006. – 8 pages, 7 illustrations, 1 table. – References, 5 titles.

Status of BN-600 plant reliability and safety monitoring system development is presented. Goals of system creation, contents of its main elements, characteristics of developed computer database are stated. Some results of statistic analysis of plant operating experience are given.

УДК 621.039.58

Steam Generator Heat-Exchange Tubes Contamination Analysis and Inter-Washing Period Estimation using Diffusion Process Method | O.M. Gulina, K.A. Kornienko, M.N. Pavlova; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2006. – 5 pages, 2 illustrations, 2 tables. – References, 5 titles.

Periodical washing of SG heat-exchange tubes delays the rate of local corrosion processes and is one of the ways of lifetime management. Was approximated statistical dependence of number of muffled tubes from the height of tubes lattice and from specific contamination. Was developed an equation of non-linear up growth for specific contamination. Values of SG inter-washing period for different levels of contamination with approximation results were calculated using diffusion processes theory methods.

УДК 621.039.534

The Investigation of the Acoustic Level Limit Switch of Water Boiling Coolant | V.I. Melnikov, V.V. Ivanov, V.N. Chocklov, A.V. Dunzev, E.A. Semenov, Y.A. Kiselev, A.N. Sinicin, I.N. Kiselev, A.V. Belin; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2006. – 8 pages, 7 illustrations. – References, 4 titles.

The acoustic probe system for a level and amount of liquid phase analysis into control volume on examination of a vapor distribution along the height has been studied.

The principle of function of the probe is based on the determination of an amplitude of ultrasound signals. Vapor phase is indicated according to significant reduction of the amplitude of ultrasound impulses, if vapor bubbles put into control volume.

The waveguides probes operating in frequency band near 600kHz are placed in the transducer; the pulse recurrence frequency is 800Hz.

The measuring system by computer PC controls the service of electronic bloc and it makes possible the experimental data processing.

The acoustic probe system allows to determinate the state of phase into 8 local volumes by probes placed along the height of vessel and to study dispersing properties of the vapor liquid water mixture.

The testing of the level gage has carried out by air-lift system at normal temperature and pressure and by special stand high pressure conditions, where the boiling process of coolant is initiated by depressurization of stand.

The construction of the acoustic devices, computer programs, laboratory and testing unit experiments are described.

УДК 621.039.58

Neutron Forecasting to Provide for Seismic Safety of NPP | Yu.A. Rogozhin, I.P. Shestopalov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2006. – 6 pages, 4 illustrations. – References, 8 titles.

As it is known, various natural factors, in particular earthquakes, can render influence on NPP work. The data on seismic energy, allocated from the earthquake sources on all globe for the period with 1680 on 2004 in comparison to cycles of solar activity, are analyzed. The 11-year's cycles of seismic activity on the Earth are revealed. The cyclic changes of seismic activity with duration in three solar cycles and century cycles are marked out also. A correlation between solar and seismic activity mainly negative, but the correlation between them can be positive under influence of powerful solar proton events. The strongest earthquakes occur in the beginning of the century cycle. In the ninetieth years of the last century there has come a new century cycle, in which beginning, during several tens years, the strong seismic activity will be marked. Is shown, that the seismic activity is accompanied by burst of neutrons, that directly can influence on NPP work. A new approach to forecasting of earthquakes develops by means of neutron monitoring, that at the end promises to raise seismic safety of NPP.

УДК 623.454.862: 628.4.047

Multi-Criteria Analysis for Evaluating the Radiological and Ecological Safety Measures in Radioactive Waste Management | T.G. Sazykina, I.I. Kryshev; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2006. – 7 pages, 2 illustrations, 3 tables. – References, 6 titles.

A methodological approach is presented for multi-criteria evaluating the effectiveness of radiological and ecological safety measures in radioactive waste management. The approach is based on multi-criterial analysis with consideration of radiological, ecological, social, economical consequences of various safety measures. The practical application of the multi-criteria approach is demonstrated by the example of decision-making on the most effective actions for rehabilitation a water body contaminated with radionuclides.

УДК 621.039.512

Temperature Effects Influence on Secondary Energy Distributions of Scattered Neutrons in the Resonance Region | V.V. Kolesov, V.F. Ukrantsev; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2006. – 5 pages, 5 illustrations. – References, 5 titles.

It is customary to neglect the effect of thermal motion (Doppler effect) and resonance behavior of the elastic scattering on the energy distribution of scattered neutrons in the resonance region. As has been shown early, instead of usual step-function for the energy distribution of scattered neutrons in the resonance region it needs to use more exact expression.

At this work we have researched the nuclei thermal motion and resonance behavior of the neutron elastic scattering influence on the energy distribution of scattered neutrons in the resonance region for a number of important nuclei, as ^{238}U , ^{240}Pu , ^{235}U , ^{155}Gd and ^{167}Er .

УДК 621.039.516.2

The Assessment of Voce Coefficient for WWR-c Reactor | O.Y. Kochnov, N.I. Ribkin; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2006. – 5 pages, 4 illustrations. – References, titles.

The air volume influence in WWR-c reactor core on the total reactivity was analyzed in this article. The experimental dates of voce coefficient depending on the air volume position inside reactor core was done.

УДК 621.039.516.4

Advanced HTGR Fuels To Improve Proliferation Resistance | V.V. Artisyuk, A.V. Korzunin, Yu.A. Korovin; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2006. – 7 pages, 7 illustrations, 3 tables. – References, 4 titles.

The present paper advertises doping of minor actinides isotopes as an essential measure to improve proliferation resistance properties of uranium based HTGR fuel. The doping composition corresponds to one discharged from a current PWR. Doping of 5 at.% to 20% enriched uranium oxide fuel shows the potential of denaturing plutonium isotopic vector starting from the very beginning of fuel irradiation thus increasing material barrier against unsanctioned proliferation.

УДК 621.039.526

The Experimental Investigation of the Dose Rate Neaby to the Fast Reactor Spent Fuel | V.I. Boiko, M.E. Silaev, Y.S. Cherepnin, I.V. Shamanin; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2006. – 8 pages, 11 illustrations. – References, 4 titles.

The work is done within the framework of the BN-350 fast reactor decommission plan. The main goal was the measurement of the exposure dose rate in the area closed to canisters with the spent fuel. The horizontal and axial dose rate distributions were determined for some characteristic spent fuel canisters. The analysis of measurement results was done.

УДК 621.039.564

The Investigation of the Acoustic Probe System for Analysis of a Level of Water Boiling Coolant | V.I. Melnikov, V.N. Chochlov, V.V. Ivanov, A.V. Dunzev; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2006. – 6 pages, 9 illustrations. – References, 2 titles.

The developed acoustic probe system for a level and amount of liquid phase analysis on examination of a vapor space distribution in control boiling water volume has been investigated. The acoustic probe system allows to determinate the state of phase into 8 local volume by probes placed along the height of vessel, and to study dispersing properties of the vapor-liquid water mixture.

The construction of the acoustic device, computer program, laboratory and testing unit experiments are described.

УДК 621.039

Job Training System for the Staffing of an Organization Comprising Nuclear-and-Radiation Dangerous Productions and Facilities | Yu.N. Seleznev; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2006. – 9 pages, 3 illustrations. – References, 15 titles.

This article summarizes author's four-year work on the analysis of the state of the training system for the staffing of Rosatom and the development of some industrial standards regarding the personnel management. The study allowed to define the occupational training system of an organization; to determine its place in the national system of the professional education, in the personnel management system of an organization, in the quality management system of an organization, in the economic safety system of an organization; to determine the role of the job training for the maintenance of necessary skills and competence of the staffing; to suggest uniform organizational-and-methodical approaches to the occupational training implementation for industrial enterprises of Russia.

УДК 621.039.573

The Calculation-Experimental Analysis of the Impulsed Graphite Reactor (IGR) Ability for the Neutron-Activation Analysis of Geological Materials Use | V.I. Boiko, M.E. Silaev, Y.S. Cherepnin, I.V. Shamanin; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2006. – 8 pages, 3 illustrations, 3 tables. – References, 10 titles.

It was examine advantages and disadvantages of the pulse reactor IGR using for geological samples NAA goals. Technical, neutron and cooling characteristics of the reactor were analyzed. The comparison between different reactors was made for NAA on an commercial scale. Some NAA results are represented.

НАШИ АВТОРЫ

Артисюк В.В. – д.т.н., профессор кафедры общей и специальной физики ИАТЭ, проректор по международным отношениям.

Бахметьев А.М. – к.т.н., начальник отдела ФГУП ОКБМ им. И.И. Африканова.

Белин А.В. – инженер-испытатель ФГУП ОКБМ им. И.И. Африканова.

Бойко В.И. – д.ф.-м.н., профессор кафедры «Физико-энергетические установки» Физико-технического факультета Томского политехнического университета. Область научных интересов: ядерная физика и ядерные технологии.

Былов И.А. – инженер ФГУП ОКБМ им. И.И. Африканова.

Гулина О.М. – к.т.н., доцент каф. АСУ. Область научных интересов – оценка технического состояния и прогнозирование ресурсных характеристик оборудования.

Дунцев А.В. – к.т.н., доцент кафедры «Ядерные реакторы и энергетические установки» Нижегородского государственного технического университета (НГТУ).

Иванов В.В. – к.т.н., доцент кафедры «Ядерные реакторы и энергетические установки» НГТУ.

Каманин Ю.Л. – главный конструктор проекта ФГУП ОКБМ им. И.И. Африканова.

Киселев И.Н. – зам.начальника отдела ФГУП ОКБМ им. И.И. Африканова.

Киселев Ю.А. – ведущий инженер-конструктор ФГУП ОКБМ им. И.И. Африканова.

Корзунин А.В. – аспирант кафедры общей и специальной физики ИАТЭ.

Корниенко К.А. – аспирант каф. АСУ. Область научных интересов – управление ресурсом оборудования 2-го контура АС.

Коровин Ю.А. – д.ф.-м.н., профессор, зав. кафедрой общей и специальной физики ИАТЭ. Область научных интересов – взаимодействие высокогенергетических частиц с веществом; радиационные повреждения конструкционных материалов, облучаемых заряженными частицами и нейtronами; трансмутация радиоактивных отходов. Автор более 200 работ.

Кочнов О.Ю. – зав. отделом атомного реактора-главный инженер ВВР-ц в филиале ГНЦ РФ НИФХИ им. Л.Я. Карпова (г. Обнинск), закончил ИАТЭ в 1993 г.

Крышев И.И. – д.ф.-м.н., профессор, заведующий сектором эколого-геофизического моде-

лирования и анализа риска ГУ НПО «Тайфун». **Макеев Ю.А.** – начальник бюро ФГУП ОКБМ им. И.И. Африканова.

Мельников В.И. – д.т.н. профессор кафедры «Ядерные реакторы и энергетические установки» НГТУ.

Павлова М.Н. – инженер каф. АСУ.

Попов Л.А. – инженер-конструктор ФГУП ОКБМ им. И.И. Африканова.

Рыбкин Н.И. – к.т.н., заведующий инженерно-физическим сектором научно-технического комплекса реактора в филиале ГНЦ РФ-НИФХИ им. Л.Я. Карпова (г. Обнинск), закончил МИФИ в 1967 г.

Сазыкина Т.Г. – д.ф.-м.н., ведущий научный сотрудник ГУ НПО «Тайфун».

Селезнев Ю.Н. – руководитель научно-методического центра «Управление человеческими ресурсами» ФГОУ «Государственный центральный институт повышения квалификации руководителей и специалистов». Область научных интересов: качество рабочей силы, подготовка, переподготовка и повышение квалификации персонала. Автор более 20 научных трудов.

Семенов Е.А. – главный специалист ФГУП ОКБМ им. И.И. Африканова.

Силаев М.Е. – старший преподаватель кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Томского политехнического университета. Область научных интересов: ядерные технологии, ядерно-физические методы исследований, безопасность и нераспространение ЯМ, технологии обращение с ОЯТ и РАО.

Синицын А.Н. – начальник стенда ФГУП ОКБМ им. И.И. Африканова.

Хохлов В.Н. – к.т.н., доцент кафедры «Ядерные реакторы и энергетические установки» НГТУ.

Черепин Ю.С. – д.т.н., заместитель директора НИКИЭТ им. Н.А.Доллежала (г. Москва). Область научных интересов: инновационные ядерные реакторы и топливные циклы.

Шаманин И.В. – д.ф.-м.н., профессор кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Томского политехнического университета. Область научных интересов: оптимизация физических характеристик ядерного реактора, ядерное материаловедение, перспективные ядерные топливные циклы.

OUR AUTHORS

Artisyuk V.V. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the general and special physics department of the OINPE.

Bakhmetiev A.M. – Cand. Sci. (Engineering), Department Head of the Federal Scientific and Industrial Center of Nuclear Machine Building (FSUE OKBM) named after I.I. Afrikantov

Belin A.V. – testing engineer of the FSUE OKBM.

Boiko V.I. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor of the physical-power installations chair of the physical-technical department of the Tomsk polytechnic university. Scientific interests: nuclear physics and nuclear technologies.

Bylov I.A. – engineer of the FSUE OKBM.

Cherepnin Yu.S. – Dr. Sci. (Engineering) deputy director of the Research and design institute of power engineering (Moscow). Scientific interests: innovated nuclear reactors and nuclear circles.

Chocklov V.N. – Cand. Sci. (Engineering), Associate professor of the nuclear reactors and power plants department of the NSTU.

Dunzhev A.V. – Cand. Sci. (Engineering), Associate professor of the nuclear reactors and power plants department of the Nizhny Novgorod State Technical University (NSTU).

Gulina O.M. – Cand. Sci. (Engineering), Associate professor of the automated control systems department of the OINPE. Scientific interests: estimation of NPP equipment lifetime.

Ivanov V.V. – Cand. Sci. (Engineering), Associate professor of the nuclear reactors and power plants department of the NSTU.

Kamanin J. – Project Chief Designer of the FSUE OKBM.

Kiselev I.N. – deputy department chief of the FSUE OKBM.

Kiselev Yu.A. – leading design engineer of the FSUE OKBM.

Kochnov O.Y. – head of nuclear reactor department-chief engineer of the atomic reactor of the Obninsk Branch of the Institute of Physical Chemistry named after L.Ya. Karpov, graduate from the Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering in 1993.

Kornienko K.A. – post-graduate student of the OINPE. Scientific interests: NPP equipment lifetime management.

Korovin Yu.A. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), head of the general and special physics department of

the OINPE. Scientific interests – interaction of high energy particles with matter; radiation damage of structural materials irradiated with charged particles and neutrons; transmutation of radioactive wastes. More than 200 publications.

Korzunin A.V. – post-graduate student of the general and special physics department of the OINPE.

Kryshev, I.I. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor; head of sector of ecological-geophysical modeling and risk analysis at the State Institution SPA «Typhoon».

Makeev J. – Head of Design Bureau of the of the FSUE OKBM.

Melnikov V.I. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the nuclear reactors and power plants department of the NSTU.

Pavlova M.N. – engineer of the automated control systems department of the OINPE.

Popov L. – Engineer of the FSUE OKBM.

Ribkin N.I. – Cand. Sci. (Engineering), chief of engineer-physics branch in NTCR (Scientific-technical reactor complex) of the Obninsk Branch of the Institute of Physical Chemistry named after L.Ya. Karpov, graduate from the Moscow Physical Engineering Institute in 1967.

Sazykina T.G. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), leading researcher at the State Institution SPA «Typhoon»

Seleznev Yu.N. – Head of the Scientific-and-Methodical Center «Human Resources Management» at the State Central Institute for Continuing Education and Training (Obninsk). Scientific interests: labor quality, training, retraining and advanced training of the personnel. About 20 publications.

Semenov E.A. – chief specialist of the FSUE OKBM.

Shamanin I.V. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor of the physical-power installations chair of the physical-technical department of the Tomsk polytechnic university. Scientific interests: optimization of the physical characteristics of the nuclear reactors, nuclear material investigations, the perspective nuclear fuel cycles.

Silaev M.E. – senior lecturer of the physical-technical department of the Tomsk polytechnic university. Scientific interests: nuclear physics and nuclear technologies, nuclear methods of investigations, safety and nonproliferation, radioactive wastes and spent fuel technologies.

Sinicin A.N. – stand chief of the FSUE OKBM.