

ФЕДЕРАЛЬНОЕ АГЕНТСТВО ПО ОБРАЗОВАНИЮ

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ
ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ «РОСАТОМ»

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ
ЯДЕРНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ «МИФИ»

Сборник тезисов докладов
XII международной молодежной
научной конференции

«Полярное сияние 2009.
Ядерное будущее: технологии,
безопасность и экология»

*Санкт-Петербург
29 января — 31 января 2009 года*

УДК 621.039
ББК 31.4
М

Международная молодежная научная конференция «Полярное сияние 2009», 12

Ядерное будущее: технологии, безопасность и экология: сборник тезисов докладов / Отв. редактор Д.Н. Давыдова — Москва: НИЯУ МИФИ, 2009. — 148 с.

В сборник включены тезисы докладов, представленных студентами, аспирантами и молодыми специалистами в оргкомитет конференции. Доклады сгруппированы в четыре секционных заседания («Экологические аспекты атомной отрасли», «Безопасность и конструирование реакторов и установок ЯТЦ», «Перспективные приложения ядерных технологий», «Ядерное нераспространение»).

Сборник будет полезен студентам, аспирантам и преподавателям вузов, а также всем интересующимся взглядами и делами молодежи по актуальным вопросам ядерной энергетики и экономики.

В электронном виде тезисы доступны на сайте конференции <http://www.polarlights.ru>.

Ред. коллегия: Н.Н. Краснобаева, Д.Н. Давыдова, А.М. Шведов.

ISBN 978-5-7262-1194-7

© Национальный исследовательский
ядерный университет «МИФИ», 2009

E-mail: polar_org@mail.ru

Web: <http://www.polarlights.ru>

Ответственный редактор: Д.Н. Давыдова

Компьютерная верстка и оформление: М.В. Лазарев

Подписано в печать

Формат 60x84 1/16. Печ. л. 16,0

Изд. № 018-3

Заказ №

Национальный исследовательский
ядерный университет «МИФИ»

115409, Москва, Каширское шоссе, 31

Содержание

Приветственные письма	11
Итоговый документ	14
Секция «Экологические аспекты атомной отрасли»	
Иммобилизация масляных тритийсодержащих отходов <i>Алешина Алена Владимировна</i> РХТУ им. Д.И. Менделеева	21
Потенциал связывания радиостронция и метод его определения <i>Архипова Юлия Андреевна</i> ИАТЭ	23
Ферроцианидный сорбент для очистки природных вод от цезия <i>Горцунова Ксения Робертовна</i> УГТУ – УПИ	26
Оценка воздействия на природную среду с переходом загрязнений из атмосферы в подземные воды <i>Куликова Ксения Павловна</i> РФЯЦ-ВНИИЭФ	30
Разработка систем, обеспечивающих минимизацию химических факторов воздействия АЭС на окружающую среду <i>Лобановская Ольга Сергеевна</i> СПБГТИ (ТУ)	31
Оценка характеристик газоаэрозольного выброса радионуклидов в атмосферу на основе гамма-спектрометрического зондирования <i>Лодейкин Юрий Александрович</i> ГУ НПО «Тайфун»	33
Обратимость селективной сорбции ^{137}Cs в почвах и его доступность для растений <i>Маслова Катерина Михайловна</i> ИАТЭ	34
Оценка загрязненности атмосферного воздуха радионуклидами и тяжелыми металлами по их содержанию в снежном покрове <i>Морозов Николай Викторович</i> ОАО «УЭХК»	36

Изучение динамики обменной формы радионуклидов ^{60}Co и ^{65}Zn в черноземе типичном <i>Пивоварова Юлия Александровна</i> ВНИИСХРАЭ	38
Сорбенты на основе модифицированных микросфер <i>Поленов Иван Валерьевич</i> РФЯЦ-ВНИИЭФ	41
Оценка риска комбинированного воздействия при употреблении воды, содержащей стабильный и радиоактивный стронций и фтор <i>Полякова Ирина Владимировна</i> ИАТЭ	42
Использование мембранных контактных устройств для детритизации водных потоков методом химического изотопного обмена водорода с водой <i>Прокунин Сергей Викторович</i> РХТУ им. Д.И. Менделеева	44
Исследование процесса соосаждения америция-241 с оксалатом кальция <i>Селявский Вадим Юрьевич</i> ОАО «СХК»	46
Программный комплекс для оценки геоэкологических последствий добычи урана методом подземного выщелачивания <i>Теровская Татьяна Сергеевна</i> СГТА	47
Проблемы выбора, обоснования и оптимизации конечного состояния при выводе из эксплуатации уран-графитовых реакторов <i>Хаттарова Елена Альфировна</i> ФГУП «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала»	49
Изучение фармакокинетики радиофармпрепарата «^{103}Pd-микросферы альбумина» в организме лабораторных животных <i>Шевченко Александра Сергеевна</i> ИАТЭ	53

Секция «Безопасность и конструирование реакторов и установок ЯТЦ»

Создание трехмерной модели реактора ПИК
Альхименко Александр Валентинович 57
ФГУП «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежалея»

Моделирование вибрационных состояний внутриреакторного оборудования ВВЭР-440 Кольской АЭС
Аникин Александр Александрович 58
НИЯУ «МИФИ»

Снижение флюенса нейтронов на несменяемые элементы конструкции РБН за счет «смягчения» спектра нейтронов
Варивцев Артем Владимирович 59
ОАО «ГНЦ НИИАР»

Разработка и реализация упрощенной нейросетевой модели для прогнозирования процесса эрозионно-коррозионного износа трубопроводов АЭС
Вишнякова Анастасия Дмитриевна 61
ИАТЭ

Модернизация сепараторов-пароперегревателей СПП-500-1 турбоустановок Ленинградской АЭС
Гредасов Павел Олегович 63
Ленинградская АЭС

Исследование возможности усовершенствования технологии выплавки стали ЧС68 с целью стабилизации ее служебных свойств
Гуденко Андрей Сергеевич 66
ОАО НПО «ЦНИИТМАШ»

Особенности численного моделирования в РК КОРСАР теплообменных устройств для реакторных установок ВВЭР-1000 (на примере системы борного регулирования)
Еперина Лидия Дмитриевна 68
СПбГПУ

Использование литийсодержащих водных растворов в процессе химической отмывки парогенераторов для обеспечения их безаварийной работы в течение всего срока службы	71
<i>Казаров Эдуард Григорьевич</i> Калининская АЭС	
Методика проведения экспериментов на крупномасштабном стенде по исследованию работы парогенератора реактора ВВЭР в конденсационном режиме	73
<i>Калякин Дмитрий Сергеевич</i> ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ»	
Предотвращение коррозионных повреждений в узле присоединения коллектора теплоносителя к патрубку корпуса парогенератора ПГВ-1000М	74
<i>Лякишев Сергей Леонидович</i> ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»	
Оценка погрешности 1-го и 2-го рода при расчете методом Монте-Карло	75
<i>Макодым Вадим Игоревич</i> ООО «Холтек Украина»	
Исследование возможности отказа от жалюзийных сепараторов применительно к горизонтальным парогенераторам АЭС с ВВЭР	77
<i>Михайлова Лидия Анатольевна</i> СПбГПУ	
Расчетно-теоретическое определение условий увеличения уровня вибраций ТВС и ВКУ ВВЭР	78
<i>Новиков Константин Сергеевич</i> МЭИ (ТУ)	
Определение теплофизических свойств твэлов с виброуплотненным топливом для реакторов типа БН-600 методом периодических импульсов	80
<i>Поздеева Ирина Геннадьевна</i> НИЯУ «МИФИ»	

Анализ старения оборудования АЭС по данным специфического вида <i>Поляков Александр Андреевич</i> ИАТЭ	82
Совместимость проекта опытно-промышленного энергоблока с типовым проектом АЭС на базе РУ СВБР-100 <i>Рыженин Роман Александрович</i> ОАО «Атомэнергопроект»	85
Интенсивность теплогидравлических процессов в циркуляционном контуре СПОТ ПГ ЛАЭС-2 <i>Сайкова Елена Николаевна</i> ОАО «НПО ЦКТИ им. И.И. Ползунова»	86
Исследование взаимодействия диоксида урана с пироуглеродом в образцах микротрещин при их облучении на импульсном реакторе БИГР <i>Тесаловский Николай Андреевич</i> РФЯЦ-ВНИИЭФ	89
Расчет параметров законов распределения с учетом цензурированных данных <i>Юшев Андрей Борисович</i> ИАТЭ	90
Применение нейросетей для кластеризации и упорядочения данных внутриреакторных испытаний ТВС <i>Янчук Виктория Викторовна</i> ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»	92
Секция «Перспективные приложения ядерных технологий»	
Тритий в решении проблем короткоживущих интермедиатов <i>Алферова Анна Андреевна</i> СПбГУ	97
Оценка возможности использования импульсных ядерных реакторов для задач нейтронной терапии <i>Бекетов Евгений Евгеньевич</i> ГУ МРНЦ РАМН	98

Расчетная схема атмосферной ударной трубы для изучения процессов кумуляции энергии <i>Вишняков Андрей Юрьевич</i> СарФТИ	100
Исследование процесса кристаллизации стекол состава эвлитина в системе $\text{Bi}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ <i>Ворончихина Мария Евгеньевна</i> РХТУ им. Д.И. Менделеева	100
Радиационно-химический синтез физиологически активных веществ из полиспиртов <i>Иванова Елена Владимировна</i> СПбГТИ (ТУ)	103
Применение гамма-излучения для модифицирования трепела <i>Казеко Екатерина Павловна</i> ИАТЭ	104
Исследование возможности регистрации и анализа спектров радионуклидов по черенковскому излучению на жидкостном сцинтилляционном спектрометре <i>Кузьмина Елена Сергеевна</i> Филиал УлГУ в г. Димитровграде	107
Влияние сжимающих и растягивающих напряжений на радиационное распухание и деформацию ползучести в стали X18H10T <i>Макаров Евгений Игоревич</i> Филиал УлГУ в г. Димитровграде	109
Программный комплекс обработки результатов практических исследований по методике оценки качества маркетинговых коммуникаций вузовских сайтов <i>Морозов Иван Александрович</i> СарФТИ	111
Методы и средства управления ресурсом основного оборудования АС <i>Некрасов Андрей Вячеславович</i> ОАО «Атомэнергопроект»	115

Разработка установки нейтрон-захватной терапии на реакторе ИРТ-МИФИ	117
<i>Никель Кирилл Альбертович</i> ФГУП «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала»	
Исследование свойств диоксида урана, структурируемого с помощью нанотехнологии	118
<i>Рогов Степан Сергеевич</i> ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ»	
О применении цикла двух давлений на блоках АЭС с реактором ВВЭР-1000 и турбиной К-1000	119
<i>Седов Дмитрий Викторович</i> ИГЭУ	
Влияние скорости вращения на эффективность массообмена в роторной колонне	121
<i>Сизов Андрей Павлович</i> РХТУ им. Д.И. Менделеева	

Секция «Ядерное нераспространение»	
---	--

Определение массы плутония в различных образцах по гамма-излучению его изотопов	127
<i>Атнюкова Ольга Евгеньевна</i> НИЯУ «МИФИ»	
Контроль за ядерным экспортом и импортом в соответствии с системой международных гарантий МАГАТЭ	128
<i>Гончаренко Анастасия Александровна</i> ФГУП «ЦНИИАТОМИНФОРМ»	
Стратегия укрепления режима ядерного нераспространения как часть внешнеполитического курса президента Саркози	130
<i>Колбин Александр Сергеевич</i> НГТУ	
Ядерное расследование как средство предотвращения нелегального трафика	132
<i>Левченко Евгений Анатольевич</i> ТПУ	

Снижение обогащения топлива в исследовательских реакторах <i>Матвеева Наталья Сергеевна</i> ФГУП «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала»	134
Особенности выбора современных металлообнаружителей для особоопасных объектов <i>Терехов Кирилл Григорьевич</i> ФГУП СНПО «Элерон»	136
Проблемы нераспространения ЯО и ЯМ с точки зрения освещения в открытой печати <i>Туровцева Ирина Олеговна</i> СГФТА	137
Плавучие атомные электростанции: анализ физической безопасности в условиях экспорта <i>Худолеева Александра Петровна</i> ТПУ	140
Список организаций, представленных на конференции	145
Алфавитный список авторов докладов	146

Уважаемые коллеги!

Рад поздравить участников и гостей с открытием Двенадцатой международной научной конференции студентов, аспирантов и молодых специалистов «Полярное сияние 2009».


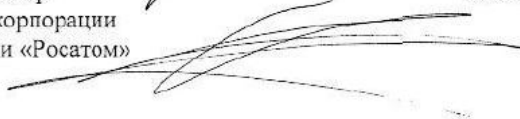
Особенностью молодежной научной конференции является то, что значительная часть научных докладов непосредственно связана реализацией стратегических программ, поставленных руководством страны перед атомной отраслью. Выполнение этих программ возможно только при непосредственном участии молодых ученых, специалистов и привлекаемых к научной работе талантливых студентов.

За прошедшие годы школу научных конференций «Полярное сияние» прошли более 1500 студентов, аспирантов и молодых специалистов. Большинство из них активно и плодотворно работают в организациях атомной отрасли. Часть из них стала кандидатами наук, преподавателями вузов, специалистами ведущих организаций отрасли.

Следует отметить, что на научную конференцию представлены доклады практически по всему спектру деятельности отрасли. А само участие в работе конференции будет способствовать углублению знаний студентов и молодых специалистов в области развития современных и перспективных ядерных, термоядерных и нанотехнологий, взаимопониманию научного сотрудничества поколений, установлению деловых корпоративных и дружественных связей со своими будущими коллегами.

Желаю участникам молодежной научной конференции благополучия, новых творческих успехов и свершений.

Генеральный директор
Государственной корпорации
по атомной энергии «Росатом»

С.В. Кириенко

Участникам XII Международной
научной конференции студентов,
аспирантов и молодых специалистов
«Полярное сияние 2009»

Уважаемые участники конференции!

Поздравляю вас с началом работы XII Международной научной конференции студентов, аспирантов и молодых специалистов «Полярное сияние 2009» на тему «Ядерное будущее: технологии, безопасность и экология».

На протяжении 12 лет конференция «Полярное сияние» способствует ознакомлению молодых специалистов с новейшими достижениями отраслевой науки, углублению знаний студентов в сфере ядерных технологий, сохранению научных школ академиков-ядерщиков, которые широко известны не только в России, но и за ее пределами.

Подобный крупный форум, позволяющий задействовать потенциал нового поколения, является важным элементом последовательной молодежной политики не только отрасли, но и государства в целом.

Уверен, что конференция «Полярное сияние» даст импульс формированию высококвалифицированного молодежного кадрового резерва атомной отрасли.

Желаю участникам конференции плодотворной и интересной работы, воплощения научных идей, здоровья и благополучия.

Председатель Совета
Федерации
Федерального
собрания Российской
Федерации



С.М. Миронов

Участникам и организаторам XII Международной
молодежной научной конференции «Полярное сияние 2009»

Приветствую Вас с началом работы научной конференции студентов, аспирантов и молодых специалистов атомной отрасли!

Принятые высшим руководством страны крупномасштабные Федеральные целевые программы развития атомного энергопромышленного комплекса и безопасности страны находятся в стадии реализации. Необходимость приоритетного развития высокотехнологичной отрасли придает особое значение процессу подготовки квалифицированных специалистов и молодых ученых для атомной отрасли.

Ваша конференция проходит в год молодежи, что является дополнительным стимулом, открывает новые возможности для реализации инновационных проектов, участия в работе научно-образовательных центров.

Убежден, что настоящий молодежный научный форум будет способствовать объективному подходу к проблемам и перспективам атомной энергетики, внесет достойный вклад в реализацию современных научных идей.

Желаю участникам конференции здоровья, новых научных открытий и реализации творческих планов.

Заместитель
председателя
Комитета
Государственной
Думы по энергетике



К.Б. Зайцев

ИТОГОВЫЙ ДОКУМЕНТ

На базе Негосударственного образовательного учреждения Института дополнительного профессионального образования «АТОМПРОФ» (г. Санкт-Петербург), в период с 29 по 31 января 2009 года, проведена XII Международная научная конференция студентов, аспирантов и молодых специалистов «Полярное сияние 2009» на тему «Ядерное будущее: технологии, безопасность и экология».

В качестве организаторов конференции «Полярное сияние 2009» выступили: Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом», ОАО «Концерн Энергоатом», Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Негосударственное образовательное учреждение Институт дополнительного профессионального образования «АТОМПРОФ» и Комитет по молодежной политике и взаимодействию с общественными организациями Правительства Санкт-Петербурга. Партнерами конференции стали: Министерство энергетики США, Монтеррейский институт международных исследований, ЗАО «АтомпромБезопасность» и Международная ассоциация молодых атомщиков.

В конференции приняли участие 210 человек: студенты, аспиранты и молодые специалисты из Москвы, Обнинска, Озерска, Сарова, Томска, Санкт-Петербурга, Северска и других городов, представители 85 предприятий и организаций России, США, Украины.

Свои приветствия в адрес конференции направили генеральный директор Государственной корпорации «Росатом» Сергей Владиленович Кириенко, председатель Совета Федерации Федерального собрания РФ Сергей Михайлович Миронов, заместитель председателя Комитета Государственной Думы по энергетике Константин Борисович Зайцев.

Состав Оргкомитета по руководству и проведению конференции, утвержден Росатомом. Активное участие в подготовке и организации конференции «Полярное сияние 2009» приняли студенты и молодые специалисты. В этом году членами Оргкомитета были: Дарья Давыдова (ОАО «Техснабэкспорт»), Наталья Краснобаева (ЗАО «АтомпромБезопасность»), Антон Шведов (ОАО «В/О «Изотоп»), Светлана Арефинкина (ИБРАЭ РАН), Александр Радаев, Алексей Гасай, Михаил Лазарев, Евгений Капитанов (МИФИ), Анастасия Золотухина (ОАО «Нетфорт»), Алексей Гринев (СарФТИ, г. Саров), Елена Сайкова (СПбГПУ, г. Санкт-Петербург).

Программа конференции «Полярное сияние 2009» включала в себя: четыре тематические секции, конкурс СМИ, интеллектуальную БиПолярную игру «P-N-P», мастер-классы и круглый стол.

Работа секционных заседаний проводилась по следующим направлениям:

- Экологические аспекты атомной отрасли;
- Безопасность и конструирование реакторов и установок ЯТЦ;
- Перспективные приложения ядерных технологий;
- Ядерное нераспространение.

На секционных заседаниях было представлено 55 научных докладов. Все представленные доклады прошли отбор экспертного жюри и рекомендованы к публикации в сборнике трудов конференции. Все докладчики получили дипломы участников «Полярного сияния 2009». В каждой секции на основе оценок экспертов и зрителей выбраны лучшие доклады.

Лучшие работы в секции «Экологические аспекты атомной отрасли»:

- 1-е место - Прокунин Сергей Викторович (РХТУ им. Д.И. Менделеева);
- 2-е место - Пивоварова Юлия Александровна (ВНИИСХРАЭ);
- 3-е место - Морозов Николай Викторович (ОАО «УЭХК»);
- Приз зрительских симпатий - Горцунова Ксения Робертовна (УГТУ – УПИ).

Лучшие работы в секции «Безопасность и конструирование реакторов и установок ЯТЦ»:

- 1-е место - Лякишев Сергей Леонидович (ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»);
- 2-е место - Казаров Эдуард Григорьевич (Калининская АЭС);
- 3-е место - Еперина Лидия Дмитриевна (СПбГПУ);
- Приз «За высокий уровень работы» - Янчук Виктория Викторовна (ФГУП НИТИ им. А.П. Александрова);
- Приз «За высокий уровень работы» - Тесаловский Николай Андреевич (РФЯЦ-ВНИИЭФ);
- Приз «За высокий уровень работы» - Сайкова Елена Николаевна (НПО ЦКТИ им. Ползунова);

- Приз зрительских симпатий - Казаров Эдуард Григорьевич (Калининская АЭС).

Лучшие работы в секции «Перспективные приложения ядерных технологий»:

- 1-е место - Некрасов Андрей Вячеславович (ОАО «Атомэнергoproject»);
- 2-е место - Макаров Евгений Игоревич (Филиал УлГУ в г. Димитровграде);
- 3-е место - Сизов Андрей Павлович (РХТУ им. Д.И. Менделеева);
- Приз зрительских симпатий - Никель Кирилл Альбертович (ФГУП «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежаля»).

Лучшие работы в секции «Ядерное нераспространение»:

- 1-е место - Худолева Александра Петровна (ТПУ);
- 2-е место - Гончаренко Анастасия Александровна (ФГУП «ЦНИИАТОМИНФОРМ»);
- 3-е место - Терехов Кирилл Григорьевич (ФГУП СНПО «Элерон»);
- Приз «За высокий уровень работы» - Матвеева Наталия Сергеевна (ФГУП «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежаля»);
- Приз «За высокий уровень работы» - Атюкова Ольга Евгеньевна (НИЯУ «МИФИ»).

В рамках конференции прошли следующие мастер-классы:

Мастер-класс Петра Георгиевича Щедровицкого - заместителя генерального директора Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом».

Мастер-класс по вопросам СМИ «Редакционная летучка».

Ведущий: Бредникова Ольга Николаевна, заместитель руководителя Центра информации и общественных связей ОАО «Концерн Энергоатом».

Мастер-класс «Работа с информацией: от теории к практике, от идей к решениям».

Ведущий: Коноплев Евгений Сергеевич, пресс-секретарь (советник генерального директора по связям с общественностью) ОАО «Атомэнергоремонт».

Также в рамках конференции состоялся круглый стол на тему «Информационное взаимодействие молодежных объединений атомной отрасли» (ведущий - Чуркин Евгений Геннадьевич, советник заместителя директора по управлению персоналом, социальным и административным вопросам ОАО «Концерн Энергоатом»).

Представители информационных направлений молодежных организаций Концерна обсудили собственный опыт работы по распространению информации о деятельности молодежных организаций на атомных станциях и в городах расположения АЭС.

Конкурс СМИ состоял из конкурсов сайтов и печатной прессы. Цель конкурса печатных СМИ, проходившего в рамках конференции - формирование профессионального сообщества журналистов, редакторов и издателей средств массовой информации вузов и организаций атомной отрасли.

По итогам конкурса печатных СМИ экспертная комиссия приняла решение о присуждении призовых мест в конкурсе следующим изданиям:

- I место – газета «МИФИческая правда» (приз - ноутбук);
- II место – газета «Политехник» (приз - диктофон);
- Специальный приз «За школьный задор» - газета «Нейтрино» (приз - профессиональная аудио-гарнитура).

Цель проведения конкурса сайтов - предоставить возможность участникам поделиться опытом в области передачи информации с использованием сети Интернет, а также предложить свои решения задач, стоящих перед разработчиками сайтов и порталов.

По итогам конкурса экспертная комиссия определила:

- I место – интернет-журнал «Энергия жизни» (приз - ноутбук);
- II место – сайт Северского государственного технологического университета (приз - переносной жесткий диск);
- Специальный приз (фотоаппарат) – сайт ВНИИЭФ (г. Саров).

Кроме того, было вручено пять специальных призов:

- Сайту «Атомград в объективе» - «За чистоту атома»;
- Сайту «Atomic-energy» – «За энтузиазм»;
- Газете «Мирный атом сегодня» - «За дизайнерское решение»;
- Газете «Вестник ГХК» - «За человечность»;
- Газете «Микрофон» - «За непосредственность».

XII Международная молодежная научная конференция «Полярное сияние 2009»

Победителем конкурса зрительских симпатий конкурса сайтов стал портал студентов, абитуриентов, выпускников и преподавателей МИФИ - mephist.ru. Победителем конкурса зрительских симпатий конкурса печатных СМИ стала газета «Микрофон».

Впервые на конференции «Полярное сияние» состоялась интеллектуальная БиПолярная игра «P-N-P». За право стать победителем боролись три команды: две команды, состоящие из числа участников конференции, и команда ведущих игры, подготовившая вопросы и задававшая их командам. В результате, победителем игры стала одна из команд участников конференции, набравшая наибольшее количество очков.

На церемонии закрытия конференции состоялось награждение участников. Авторам лучших докладов на секциях вручены дипломы за подписями Министра образования и науки РФ Андрея Александровича Фурсенко и генерального директора Госкорпорации «Росатом» Сергея Владиленовича Кириенко. Также награждены победители интеллектуальной БиПолярной игры и конкурса СМИ. Вручены памятные подарки по отдельным номинациям от ЗАО «Атомпромбезопасность», ОАО «Концерн «Энергоатом», ОАО «Техснабэкспорт», НОУ ИДПО «АТОМПРОФ», Ленинградская АЭС, ФГУП МосНПО «Радон», ОАО «ГНЦ НИИАР», Центр «Атоминновации».

По данным анкетного опроса участники конференции высказались за включение интеллектуальной игры «P-N-P» в программу следующей конференции, а также обратились с просьбой к организаторам возобновить экскурсии в рамках конференции на предприятия отрасли.

**Оргкомитет конференции
«Полярное сияние 2009».**

**Секция
«Экологические аспекты
атомной отрасли»**

ИММОБИЛИЗАЦИЯ МАСЛЯНЫХ ТРИТИЙСОДЕРЖАЩИХ ОТХОДОВ

Алешина А.В., Сазонов А.Б., Магомедбеков Э.П.

Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева

В процессе эксплуатации масляных насосов для перемещения тритийсодержащих газовых смесей в маслах накапливаются тритийсодержащие продукты. Использование сорбционной технологии представляется перспективным при отверждении отработанных тритийсодержащих масел. Высокая сорбирующая способность гранулированных пористых материалов по отношению к маслу может быть использована при отверждении масляных отходов средней и низкой активности. Сорбция радиоактивного масла микропорами позволяет снизить дозовую нагрузку на адсорбат и уменьшить выход газообразных продуктов радиолитического распада. Насыщенный маслом адсорбент предполагается заключать в цементную или другую матрицу.

В работе изучено выщелачивание трития из цементных блоков с заключенными внутри гранулами цеолитов NaX, NaY, оксида алюминия АОА-1 и активированного угля АГ-3, сорбировавшими тритийсодержащее масло. Подготовка сорбентов включала отбор фракций с размером зерен 3÷5 мм и сушку при 150°C в течение 3 часов. Сорбенты пропитаны при температуре 80÷90°C маслом ВМ-5, содержащим 1% отработанного тритийсодержащего масла с удельной активностью ~1 Ки/кг. Охлажденные до комнатной температуры сорбенты с маслом инкорпорированы в цементное тесто (цемент М-500, водоцементное отношение – 0,4), выдержаны в течение 28 суток. Полученные образцы – блоки в форме цилиндра с высотой, равной радиусу $R=2,5$ см; массовая доля масла в блоках – 2÷5%. Во избежание масляных загрязнений блоков проведена очистка н-гептаном. Для имитации дозы, получаемой маслом за счет распада трития, облучение блоков проведено на установке РХМ-γ-20 (излучение ^{60}Co) при 20°C; мощность дозы – 0,2 Гр/с.

Выщелачивание трития проведено в 200 мл воды при 20°C с непрерывным перемешиванием. Водная фаза проанализирована на содержание трития методом ЖС-радиометрии. Скорость выщелачивания трития рассчитана как:

$$R(t) = \frac{A_L(t) \cdot m}{A_0 \cdot S \cdot t}$$

где $A_L(t)$ – активность, перешедшая в воду за время t , A_0 – активность образца масла, m – масса содержащегося в нем водорода, S – геометрическая поверхность. После трех часов эксперимента перемешивание прекращали. Блоки оставляли в контакте с водой, периодически отбирая пробы. Результаты измерения скорости выщелачивания и максимальной степени выщелачивания x (через 120 суток) представлены в таблице.

Довольно быстрое вымывание трития, вероятно, обусловлено диффузией в порах цементного камня. Растворимость масла в воде недостаточна, чтобы в условиях эксперимента даже 10% масла было в ней в виде молекулярного раствора. Очистка воды сорбцией органических примесей на угле СКТ-6 или экстракцией 2-гексаном не привела к ее дезактивации. Следовательно, основной химической формой выщелачиваемого трития является вода. Предполагается, что при затворении цемента с маслом под действием сильнощелочной среды происходят реакции изотопного обмена, в результате которых образуется дополнительное количество лабильного трития. В связи с этим очевидно, что включение в цементный камень оксида алюминия и цеолитов способствует обменным реакциям в большей мере, нежели введение активированного угля.

Таблица.

Скорость выщелачивания и максимальная степень выщелачивания трития

Сорбент	Соотношение масло:сорбент (мас.)	доза = 0		доза = $3 \cdot 10^5$ Гр	
		R, 10^{-3} г/(см ² ·сут)	x, %	R, 10^{-3} г/(см ² ·сут)	x, %
АОА-1	0,36	5,3	45	6,4	54
	0,54	10,9	67	15,2	84
NaX	0,18	3,3	55	3,2	54
	0,27	5,2	60	6,2	68
NaY	0,36	6,5	55	6,3	56
	0,54	11,5	60	11,7	68
АГ-3	0,27	3,3	37	3,2	39
	0,36	4,6	39	5,3	47

Условия эксперимента позволили оценить величину коэффициента диффузии (D) трития в полученных цементных блоках. Рассчитанное значение D составляет $4,7 \pm 0,3 \cdot 10^{-11}$ м²/с и согласуется с литературными данными – в пределах от $1,3 \cdot 10^{-10}$ м²/с (цементное тесто) до $4,3 \cdot 10^{-11}$ м²/с (бетон). В пределах погрешности определения

коэффициент диффузии остается постоянным для облученных и необлученных образцов.

Полученные в работе результаты позволяют сделать следующие выводы:

- с увеличением содержания масла в сорбенте скорость выщелачивания возрастает;
- влияние поглощенной дозы излучения на скорость выщелачивания незначительно, то есть полученные образцы обладают удовлетворительной радиационной стойкостью. Радиолитические процессы в матрице способствуют лучшему связыванию трития;
- результаты работы показывают, что скорость выщелачивания трития из цементных композиций с тритийсодержащими отработанными маслами определяется скоростью диффузии воды в твердой матрице. Для инкорпорирования отходов тритийсодержащих масел в цементную матрицу необходимо проводить их сушку для удаления лабильного трития. При сорбции масла перед включением в цемент предпочтительнее использовать активированный уголь и минимальное водоцементное отношение.

ПОТЕНЦИАЛ СВЯЗЫВАНИЯ РАДИОСТРОНЦИЯ И МЕТОД ЕГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ

Архипова Ю.А.

*Обнинский государственный технический университет
атомной энергетики*

Попов В.Е.

ГУ Научно-производственное объединение «Тайфун»

Сорбция играет важную роль в процессах миграции ^{90}Sr в почве и его поступления в растения. Известно, что сорбция ^{90}Sr зависит не только от емкости катионного обмена и соотношения минеральной и органической фазы в почве, но также сильно зависит от ее кислотности. Поэтому проблема учета влияния рН почвы на величину K_d радиостронция привлекает внимание исследователей. Однако, несмотря на важность и актуальность этой проблемы, общего подхода к ее

решению до настоящего времени не существует. Для расчета K_d ^{90}Sr обычно применяются формулы, в которых используются такие параметры как емкость катионного обмена, коэффициенты селективности обмена стронция на катион-аналог, а также соотношение обменного и водорастворимого Ca^{2+} . Основным недостатком этих моделей является то, что емкость катионного обмена сорбента принимается постоянной и не зависящей от величины pH. Вместе с тем известно, что для многих почв существует зависимость от pH часть емкости катионного обмена, которая может превышать долю емкости катионов с постоянным зарядом. Следовательно, необходима разработка метода оценки величины K_d ^{90}Sr , который непосредственно или косвенно учитывал бы влияние pH на емкость катионного обмена.

Цель данной работы – разработка метода прогнозирования K_d ^{90}Sr , основанного на использовании зависящего от pH потенциала связывания радиостронция.

Общий потенциал связывания радиостронция является произведением следового коэффициента распределения ^{85}Sr на концентрацию Ca^{2+} . В отличие от потенциала связывания радиоцезия, который слабо зависит от pH раствора, предлагается определять зависимость потенциала связывания радиостронция от pH равновесного раствора (уравнение 1). Достоинство такого подхода заключается в косвенном учете изменения емкости катионного обмена от pH раствора и доли необменно-сорбированного ^{85}Sr .

$$R\text{SrIP}(\text{Ca})=K_d \cdot [\text{Ca}_w] \text{ для данного pH,} \quad (1)$$

где $R\text{SrIP}(\text{Ca})$ – общий потенциал связывания радиостронция, мг-экв·кг⁻¹; K_d – следовой коэффициент распределения ^{85}Sr , дм³·кг⁻¹; $[\text{Ca}_w]$ – концентрация ионов Ca^{2+} в растворе, мг-экв·дм⁻³. В качестве объектов исследования использованы четыре дерново-подзолистые почвы: песчаная (ДПП-1), супесчаная (ДПП-2), легкосуглинистая (ДПП-3) и среднесуглинистая (ДПП-4).

Для определения $R\text{SrIP}(\text{Ca})$ использовано два метода. В пробирочном методе почва предварительно уравновешена с раствором Ca^{2+} , концентрацией 1 ммоль·дм⁻³, с заданным pH, а затем добавлен такой же раствор, но содержащий 1 кБк ^{85}Sr . Суспензия перемешана в течение 24 часов, центрифугирована, и в надосадочной жидкости определена равновесная концентрация ^{85}Sr с помощью гамма-счетчика WIZARD 1480. В динамическом методе внутрь полиэфирсульфонового мембранного фильтра помещено 0,4÷0,6 г почвы. Фильтр промыт уравновешивающим раствором в течение 24 часов, а затем раствором с

^{85}Sr . Сорбированное количество ^{85}Sr определено непосредственно в твердой фазе сорбента. На рисунке показаны зависимости величин $\text{RSrIP}(\text{Ca})$ от pH раствора.

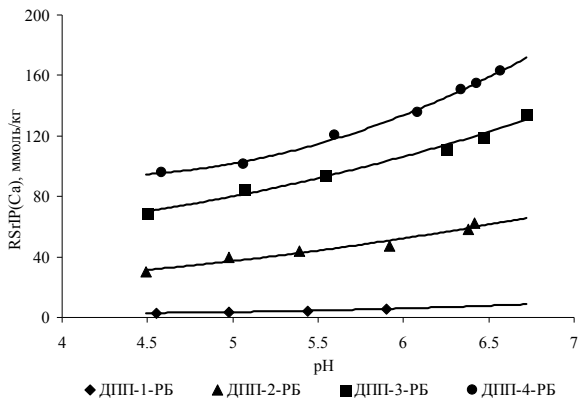


Рисунок. Зависимости величины $\text{RSrIP}(\text{Ca})$ от pH раствора для почв

Зависимость $\text{RSrIP}(\text{Ca})$ от pH лучше всего описывается полиномом второй степени:

$$\text{RSrIP}(\text{Ca}) = A \cdot \text{pH}^2 + B \cdot \text{pH} + C. \quad (2)$$

Коэффициенты регрессии изменяются от 0,95 до 0,99. На основании этих зависимостей проведено сравнение экспериментальных K_d^{exp} ^{85}Sr , полученных для почв в пробирочном эксперименте при соотношении твердой и жидкой фазы 1:25, с K_d^{eval} , рассчитанными с помощью уравнения (1).

Таблица.

Сравнение экспериментальных и расчетных коэффициентов распределения радиостронция

	pH	$[\text{Ca}^{2+}]$	$[\text{Mg}^{2+}]$	$\text{RSrIP}(\text{Ca})$	K_d^{eval}	K_d^{exp}	$K_d^{\text{exp}}/K_d^{\text{eval}}$
		мг-экв. · дм ⁻³		мг-экв. · кг ⁻¹	дм ³ · кг ⁻¹		
Почва							
ДПП-1	4,5	0,027	0,014	3,0	66	13,4	0,20
ДПП-2	7	0,123	0,067	53,1	279	293	1,05
ДПП-3	6,3	0,244	0,060	115,8	382	365	0,96
ДПП-4	6,6	0,831	0,165	164,5	165	116	0,70

При расчетах использованы полученные зависимости $RSrIP(Ca)$ от pH (см. рисунок) и концентрации Ca^{2+} и Mg^{2+} , измеренные в приборочном эксперименте. Результаты сравнения представлены в таблице. Отличие экспериментальных и расчетных величин K_d ^{85}Sr для супесчаной и легкосуглинистой почв не превышали 5%, а для среднесуглинистой 30%.

Отличие между величинами K_d ^{85}Sr для песчаной почвы достигает 5 раз, что может быть обусловлено влиянием на сорбцию ^{85}Sr водорастворимого почвенного органического вещества на фоне малой емкости катионного обмена. Полученные результаты свидетельствуют о том, что предлагаемый подход является перспективным для учета влияния кислотности почвы при прогнозировании коэффициентов распределения радиостронция.

ФЕРРОЦИАНИДНЫЙ СОРБЕНТ ДЛЯ ОЧИСТКИ ПРИРОДНЫХ ВОД ОТ ЦЕЗИЯ

Горцунова К.Р., Воронина А.В., Бетенеков Н.Д.

Уральский государственный технический университет

С октября 1951 года озеро Карачай, расположенное на промплощадке ПО «МАЯК», стало использоваться как хранилище жидких радиоактивных отходов (ЖРО). За время эксплуатации данного объекта в нем накоплена β -активность около 120 млн.Ки, из них 40% ^{90}Sr и 60% ^{137}Cs . Реальной угрозой попадания радионуклидов в открытую гидрографическую сеть стала образовавшаяся под озером линза из загрязненных подземных вод толщиной 100 м и площадью 100 км², которая, в свою очередь, не только увеличивается в размерах, но и перемещается с постоянной скоростью, достигающей 100 м/год. В настоящее время линза подошла вплотную к реке Мишеляк, являющейся притоком печально известной реки Теча [1].

Невозможно просто взять и извлечь попавшие в природу радионуклиды, так как их химическое поведение ничем не отличается от «сородичей» по ячейке в периодической таблице. Факт нахождения в водном растворе делает более мобильным их пребывание в окружающей среде. Возможным путем решения данной проблемы является сооружение преграждений в виде сорбционных колонн на пути распространения загрязненных грунтовых вод. Роль сорбционных колонн

способны выполнять неширокие, но глубокие траншеи (см. рисунок 1), заполненные специфичными к радионуклидам сорбентами. Дополнительным плюсом таких включений (колонн) является большая, по сравнению с естественным грунтом и породами, пористость, образованная зазорами между частицами сорбента. Таким образом, создаются потоки грунтовых вод преимущественно по более пористым участкам, то есть по зоне установленных естественных сорбционных колонн.

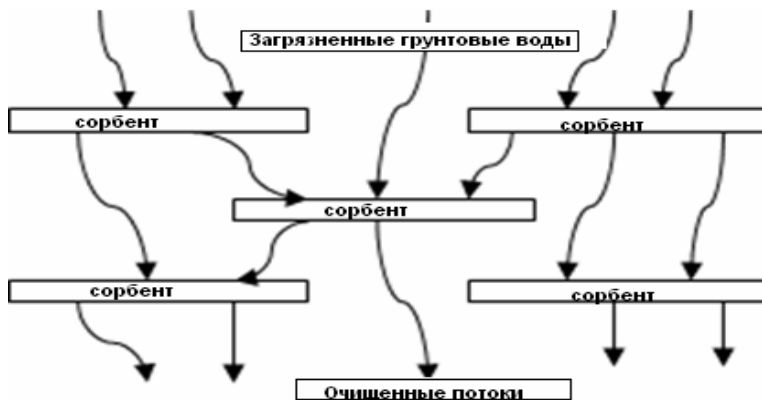


Рисунок 1. Схема расположения сорбционных траншей и движения потоков

Областью исследований является сорбция ^{137}Cs . Коллективом кафедры радиохимии УГТУ-УПИ разработан неорганический сорбент марки Т-55(35) - смешанный ферроцианид никеля-калия на основе гидратированного диоксида титана (в основе сорбент марки «Термоксид» [2]). Разработанный сорбент высокоспецифичен к цезию и обладает достаточно большой емкостью. При дезактивации жидких отходов данным сорбентом могут решаться две задачи: выделение цезия в чистом виде и получение источников для медицинских или технических целей, либо иммобилизация цезия в устойчивой матрице с целью последующего захоронения.

Для выбора оптимальных условий реализации указанных процессов необходимо изучение статических, кинетических и динамических характеристик сорбента. Эксперименты по изучению кинетики сорбции цезия из водных растворов сорбентом Т-55(35) показали сложный многоступенчатый характер кривых. Типичный вид кинетических кривых показан на рисунке 2.

В ходе исследований показано протекание процесса сорбции цезия в смешанно-диффузионном режиме: выявлено лимитирование процесса сорбции диффузией цезия в порах различного размера, в начальный момент времени установлено протекание химической реакции - процесса осаждения смешанного ферроцианида никеля-цезия в поровом пространстве сорбента.

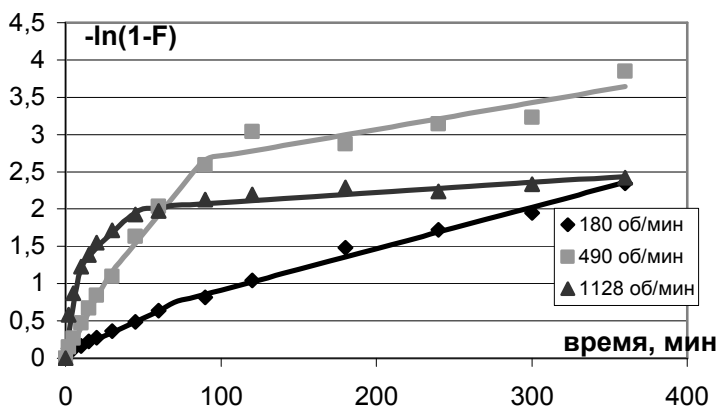


Рисунок 2. Кинетические зависимости сорбции цезия на сорбенте Т-55(35) при разных скоростях перемешивания

Для адекватной оценки кинетических кривых, имеющих сложный характер, необходимо дополнительное изучение влияния форм состояния цезия в водном растворе, поскольку химическая неоднородность сорбата может оказывать влияние на кинетику сорбции. В водных растворах в отсутствие комплексообразователей цезий преимущественно находится в форме самостоятельного однозарядного иона. Однако в литературе встречаются сведения о возможности образования в природных водах коллоидов цезия.

Показано, что доля коллоидов составляет в среднем около 10% от общего количества цезия в растворе. Коллоидные частицы имеют размер больше 70 нм и являются псевдородиоколлоидами, так как цезий в растворе находится в микроколичествах. Также показано, что доля коллоидов убывает во времени, что может быть объяснено их неустойчивостью и перераспределением цезия между коллоидной частицей и стенками посуды (сорбция цезия стеклом во времени увеличивается).

Для оценки влияния коллоидов на кинетику сорбции цезия сорбентом Т-55(35) необходимо изучение процесса коллоидообразования цезия в присутствии сорбента, поскольку в этом случае в раствор поступает комплексообразователь $K_4(FeCN)_6$. Комплексообразователи способны препятствовать образованию коллоидов или разрушать их в случае добавления к коллоидному раствору [3]. В настоящий момент показано, что образующиеся псевдоколлоиды цезия устойчивы к воздействию комплексообразователя $K_4(FeCN)_6$, поскольку комплексных соединений цезия не образуется. Однако доля коллоидов зависит от концентрации комплексообразователя. Имеющийся объем экспериментальных данных не позволяет дать однозначную интерпретацию полученной концентрационной зависимости.

Все исследования проведены с отстоянной и отфильтрованной водопроводной водой. В природных водах процессы коллоидообразования будут только усиливаться, поскольку воды содержат большое количество взвешенных веществ неорганического и органического происхождения. Это могут быть частицы минералов, поступающие за счет процессов выщелачивания, гуминовые и фульвокислоты, входящие в состав гумуса, адсорбирующие радионуклид или образующие с ним комплексные соединения. Для установления закономерностей миграции цезия в природных водах и адекватного описания кинетики сорбции необходимы дальнейшие исследования форм состояния цезия в растворах различного происхождения. Поведение цезия в водах будет определяться их составом: наличием растворенных примесей железа, взвешенных веществ.

Литература

1. Меркушкин А.О.. Озеро Карачай – хранилище радиоактивных отходов под открытым небом/ОТИ МИФИ, г. Озерск. 2006.
2. Воронина А.В., Ноговицына Е.В., Бетенеков Н.Д.. Оценка статических характеристик ферроцианидов на основе гидратированного диоксида титана марки «Термоксид -5» /Сорбционные и хроматографические процессы. 2006. Т. 6. Вып. 6, Ч. 1. С. 960-964.
3. Несмеянов А.Н.. Радиохимия. М.: Химия. 1972. С.592.

**ОЦЕНКА ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ПРИРОДНУЮ СРЕДУ С
ПЕРЕХОДОМ ЗАГРЯЗНЕНИЙ ИЗ АТМОСФЕРЫ
В ПОДЗЕМНЫЕ ВОДЫ**

Еремин А. Д., Куликова К. П., Краснова Т. Е.

РФЯЦ-ВНИИЭФ

В природоохранной практике принято производить независимую оценку воздействия антропогенных выбросов на атмосферный воздух и подземные воды. При этом для оценок распространения загрязнений в атмосферном воздухе используются стандартизованные модели, основанные на уравнениях переноса из физики атмосферы, а для автоматизации процесса расчетов используются широко распространенные специализированные программно-математические комплексы («Эколог», «Призма»).

Проблема оценки загрязнения подземных вод достаточно сложна, пока не стандартизована и носит научно-исследовательский, а не производственный характер. Для автоматизации процессов моделирования можно использовать универсальные программные комплексы типа «Madflow». В РФЯЦ-ВНИИЭФ для этих целей создан уникальный ПМК НИМФА, результаты его применения уже докладывались в 2007 г.

В настоящем докладе делается следующий шаг - формулируется задача разработки комплексного подхода, позволяющего сделать сопряжение моделей переноса загрязнений в атмосфере и в подземных водах. Для этого полученные в первой (атмосферной) модели результаты в виде изоуровней загрязнения территории, вводятся во вторую модель в качестве вторичного поверхностного источника загрязнения подземных вод. При этом выявился ряд проблем, в том числе ограниченность учтенных в применяемой стандартной модели ПМК НИМФА каналов переноса загрязнений в атмосфере, механизмы и модели межфазовых переходов загрязнений и т. д.

Полученные первые результаты моделирования двухфазного переноса загрязнений показывают, что данный подход позволяет сделать модель более адекватной реальным процессам загрязнения природной среды, однако его реализация требует существенного развития физико-математических моделей и основанных на них программно-математических комплексов.

Литература

1. Гензель Г.Н., Караченцев Н.Ф., Коносавский П.К., Кравчук С.В., Мироненко В.А., Румынин В.Г.. Решение задач охраны подземных вод на численных моделях. – М.: Недра, 1992. 240 с.
2. Еремин А.Д. «Сценарии сброса загрязняющих веществ на территории водосборного бассейна Южно-Горьковского месторождения артезианских вод», г. Саров, 2002 год.
3. Мироненко В.А.. Динамика подземных вод. – М.: Недра, 1983. 357 с.
4. Доклад «Использование программно-математического комплекса (ПМК) «Нимфа» для решения задач моделирования загрязнения подземных вод», IV Сессия Научной молодежной школы-семинара, 2004 г.

**РАЗРАБОТКА СИСТЕМ, ОБЕСПЕЧИВАЮЩИХ
МИНИМИЗАЦИЮ ХИМИЧЕСКИХ ФАКТОРОВ ВОЗДЕЙСТВИЯ
АЭС НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ**

Лобановская О.С., Чугунов А.С.

*Санкт-Петербургский государственный технологический институт
(технический университет)*

На всех объектах тепловой энергетики, в том числе и атомных электростанциях, наряду с электроэнергией в той или иной мере генерируются и различного вида отходы. На атомных электростанциях основное внимание уделяется радиоактивным отходам, как наиболее очевидным биологически и экологически опасным веществам. Для такого рода отходов существует достаточно надежно функционирующая система сбора и первичной переработки.

Наряду с радиоактивными отходами на всех АЭС образуются и общехимические отходы. Наибольшую опасность представляют содержащие мобильные компоненты жидкие отходы, основная масса которых представлена отработанными регенерационными растворами систем химводоочистки и очистки вод второго контура. Ускоренное развитие атомной энергетики, принятое как одно из приоритетных направлений развития РФ, может повлечь за собой не только положительные моменты, но и отрицательные, а именно, ухудшение экологической обстановки в регионах размещения.

Для того чтобы атомные электростанции в полной мере назвать экологически чистыми предприятиями, должна быть обеспечена минимизация поступления в окружающую среду и химических отходов.

Отдельные виды сточных вод, например, отработанные промывочные растворы парогенератора и регенерационные растворы систем очистки продувочной воды парогенератора, поступают в систему сбора и переработки радиоактивных отходов, зачастую необоснованно увеличивая нагрузку на системы их переработки. Отработанные же регенерационные растворы ХВО и БОУ, как правило, сбрасываются в окружающую среду без переработки, что приводит к засолению объектов биосферы.

Естественным способом минимизации количества сбрасываемых солей является минимизация потребления химических реагентов, в частности, - процесса регенерации ионообменных материалов. Повышение экологичности процессов водоочистки и водоподготовки невозможно без изменения технических средств и технологических условий проведения процессов.

Другим путем минимизации экологического воздействия является, применение на практике рациональных методов переработки образующихся стоков.

Для уменьшения потребления химических реагентов, используемых для регенерации, предлагается использовать для удаления основного макрокомпонента – аммиака и моноэтаноламина – слабодиссоциирующий катионит с карбоксильными группами. Экспериментально показано, что использование такого рода материалов позволяет удалять до 100% аминоксоединений при увеличении длительности рабочего периода фильтрующей загрузки по сравнению с сульфокатионитом в 1,2÷1,5 раза при одновременном сокращении потребления кислоты на регенерацию в 4÷5 раз.

Для переработки сернокислотных стоков предложен метод связывания, всегда содержащейся в отработанных регенерационных растворах, свободной серной кислоты в труднорастворимое соединение – гипс – известняком в аппаратах типа «коллоидная мельница». Обработка нейтрализованного стока известью при нагревании позволяет получить аммиак в виде свободного основания.

В докладе приводятся результаты экспериментов и принципиальные схемы оформления процессов.

ОЦЕНКА ХАРАКТЕРИСТИК ГАЗОАЭРОЗОЛЬНОГО ВЫБРОСА РАДИОНУКЛИДОВ В АТМОСФЕРУ НА ОСНОВЕ ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОГО ЗОНДИРОВАНИЯ

Лодейкин Ю.А., Камаев Д.А., Жуков Г.П., Мартыненко В.П.

ГУ Научно-производственное объединение «Тайфун»

В течение нескольких последних лет в НПО «Тайфун» разрабатывается мобильная радиологическая лаборатория, использование которой позволяет повысить надежность прогноза распространения радиоактивной примеси в атмосфере. Структурно лаборатория состоит из двух взаимосвязанных подсистем: радиолокационно-трассерный комплекс и спектрометрический комплекс. Одним из типов измеряемых данных на стадии развития радиационного инцидента являются гамма-спектрометрические измерения, полученные с помощью мобильного спектрометрического комплекса.

Данная работа посвящена разработке математического и программного обеспечения для оценки характеристик газоаэрозольного выброса и уточнения направления скорости ветра по результатам гамма-спектрометрического зондирования. Оцененные характеристики могут использоваться совместно с другими данными, получаемыми на стадии развития аварии, в процедурах ассимиляции, направленных на снижении неопределенности при прогнозировании и оценке распространения опасных веществ в атмосфере.

В работе описана схема проведения гамма-спектрометрического зондирования, и представлен метод восстановления параметров выброса. В качестве входных данных используются зарегистрированные плотности потоков гамма-квантов и мощности дозы в различных точках местности. Метод позволяет восстановить среднюю высоту переноса выброса и мощность выброса гамма излучающих радионуклидов. Для оценки эффективной высоты выброса необходимо иметь в измеренном от факела гамма-спектре, по крайней мере, две гамма-линии одного радионуклида с энергиями, отличающимися в несколько раз. Кроме того, на основе данных измерений мощностей поглощенных доз гамма-излучения в атмосферном воздухе в различных точках пространства уточняется направление скорости ветра на высоте переноса радиоактивных веществ.

Разработанные алгоритмы обработки данных реализованы в виде соответствующего программного обеспечения. Приводятся результаты верификации метода, который проводит оценку параметров выброса на основе имитационных расчетов.

ОБРАТИМОСТЬ СЕЛЕКТИВНОЙ СОРБЦИИ ^{137}Cs В ПОЧВАХ И ЕГО ДОСТУПНОСТЬ ДЛЯ РАСТЕНИЙ

Маслова К.М.

*Обнинский государственный технический университет
атомной энергетики*

Попов В.Е.

ГУ Научно-производственное объединение «Тайфун»

Поступление катионов в растения зависит от их концентрации в почвенном растворе, которое определяется ионным равновесием между сорбированными катионами и катионами почвенного раствора, которые конкурируют друг с другом за ионообменные места. Стандартным методом определения ионообменных катионов является экстракция почвы раствором уксуснокислого аммония концентрацией 1 моль/л. Известно, что сорбция ^{137}Cs почвами и природными сорбентами в основном происходит на селективных клинообразных боковых местах глинистых минералов, а также за счет объемной диффузии внутрь микрокристаллов глинистых минералов. Применение концентрированных солей может вызывать коллапс межпакетных пространств глинистых минералов, в результате чего ^{137}Cs , находящийся в межпакетных пространствах, оказывается неспособным переходить в раствор. Поэтому измеряемая доля доступного для растений ^{137}Cs может быть значительно меньше, чем в действительности. Следовательно, использование доли обменно-сорбированного ^{137}Cs для прогнозирования поступления ^{137}Cs в растения может давать заниженные величины и использование этого параметра в радиоэкологии вызывает обоснованные сомнения. Цель данной работы - проверка обратимости селективной сорбции ^{137}Cs в условиях, приближенных к реальным природным системам, и сравнение его потенциальной доступности для растений с величинами обменно-сорбированного ^{137}Cs , полученными экстракцией образцов раствором уксуснокислого аммония.

В качестве сорбентов использованы некоторые природные материалы Калужской области, а также три дерново-подзолистые почвы из Республики Беларусь. Природные сорбенты включали: темную огнеупорную глину Ульяновского месторождения (ОГТ), темно-вишневый бентонит Ферзиковского месторождения и пестроцветный палыгорскит Борщевского месторождения. Почвы представлены супесчаной (ДПП-1), легкосуглинистой (ДПП-3) и среднесуглинистой (ДПП-4) дерново-подзолистыми почвами.

Внутри одноразового шприцевого мембранного фильтра Acrodisk PN 4614 с полиэфирсульфоновой мембраной диаметром 25 мм и пористостью 0,45 мкм помещено 50±100 мг воздушно-сухого сорбента. Фильтр подсоединен с помощью перистальтического насоса MasterFlex 77120-62 к емкости, содержащей раствор Ca^{2+} (100 ммоль/л), K^+ (0,5 ммоль/л) и ^{137}Cs (1 кБк/л), и промывает в течение 1 месяца. Сорбированное количество ^{137}Cs определено непосредственно в твердой фазе сорбента с помощью гамма-счетчика Wizard 1480. Десорбция селективно сорбированного ^{137}Cs определена промыванием мембранного фильтра раствором аналогичного состава, но без ^{137}Cs , и периодическим измерением радиоактивности мембранного фильтра. Долю обменно-сорбированного ^{137}Cs определена экстракцией 2 г сорбентов 50 мл одномолярного уксуснокислого аммония после 24 часов взаимодействия раствора, содержащего 1 кБк ^{137}Cs , Ca^{2+} (100 ммоль/л) и K^+ (0,5 ммоль/л).

На рисунке приведены кривые десорбции для различных сорбентов.

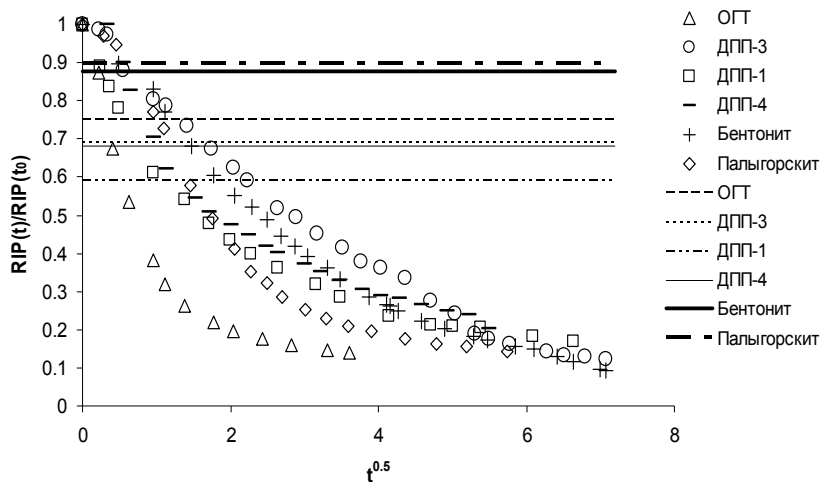


Рисунок. Кинетика десорбции селективно сорбированного ^{137}Cs раствором Ca^{2+} (100 ммоль л^{-1}) и K^+ (0,5 ммоль л^{-1}). Прямые линии – доля ^{137}Cs , десорбируемая 1 молярным раствором $\text{CH}_3\text{COONH}_4$

Как видно из полученных данных, ^{137}Cs за время промывания (до 50 суток) десорбируется практически полностью. В то же время одномолярным уксуснокислым аммонием из почв десорбируется только

40÷50% адсорбированного ^{137}Cs , а из палыгорскитовой и бентонитовой глин – только 10%.

Использование доли обменно-сорбированного ^{137}Cs , полученной с помощью экстракции сорбентов раствором уксуснокислого аммония концентрацией 1 моль/л, может привести к значительной недооценке его поступления в растения. Показано, что при небольшом времени взаимодействия (около 2 месяцев) в природных системах практически весь сорбированный ^{137}Cs может оказаться доступным для растений. Это явление следует учитывать при построении моделей поглощения ^{137}Cs растениями.

Работа выполнена при поддержке гранта РФФИ № 08-05-00514.

ОЦЕНКА ЗАГРЯЗНЕННОСТИ АТМОСФЕРНОГО ВОЗДУХА РАДИОНУКЛИДАМИ И ТЯЖЕЛЫМИ МЕТАЛЛАМИ ПО ИХ СОДЕРЖАНИЮ В СНЕЖНОМ ПОКРОВЕ

Сапрыгин А.В., Наливайко А.В., Морозов Н.В.

ОАО «Уральский электрохимический комбинат»

Исследование содержания радионуклидов (РН) и тяжелых металлов (ТМ) в атмосферном воздухе является обязательной частью изучения процессов загрязнения окружающей среды. Анализ качества воздушного бассейна позволяет проследить пространственное распределение загрязняющих веществ по территории и получить достоверную картину зон влияния конкретных промышленных предприятий и других объектов на состояние природной среды.

Оценка содержания РН и ТМ в атмосфере проводится по среднесуточным концентрациям, однако из-за трудоемкости отбора проб воздуха и сложности их анализа, число стационарных постов контроля воздуха, как правило, достаточно ограничено.

В зимний период загрязняющие вещества попадают из приземного слоя воздуха в снег за счет «сухого» осаждения и с осадками, поэтому снежный покров считается надежным естественным планшетом-накопителем загрязняющих веществ, содержащихся в воздухе, а количество накопленных снегом РН и ТМ коррелирует с их концентрациями в воздухе.

Установление количественных связей между содержанием загрязняющих веществ в атмосферном воздухе и выпадением их на поверхность снежного покрова дает возможность по результатам

изучения снега, по любой заранее заданной сети точек отбора проб, проводить ориентировочную оценку загрязнения воздушного бассейна.

В общем случае среднегодовая концентрация i -го вещества в приземном слое воздуха (C_i , мг/м³) связана с интегральной величиной выпадения i -го вещества на поверхность снежного покрова (F_i , мг/м²) следующим соотношением:

$$C_i = \frac{F_i}{T_{\text{зим}} \cdot v_{g,i}}, \quad (1)$$

где $T_{\text{зим}}$ – временной интервал в сутках между моментом отбора проб и датой установления устойчивого снежного покрова; $v_{g,i}$ – средняя скорость осаждения i -го вещества в воздухе, м/сутки.

Скорость осаждения – это эмпирическая величина, характеризующая взаимодействие конкретного вещества с местностью. Она не является скоростью в кинематическом смысле – ее величину определяют как скорость гравитационного оседания, так и механизмы захвата и адсорбции примеси поверхностью. Для каждого вещества эта скорость различна.

В течение зимнего периода 2007-08 гг. лаборатория охраны окружающей среды ОАО «УЭХК» ежедневно проводила контроль содержания α -активных РН и ряда ТМ (кадмий, медь, свинец) в атмосферном воздухе на двух стационарных постах – на территории промплощадки комбината и в жилой зоне г. Новоуральска. В марте 2008 г. проведен отбор проб снега в 17 контрольных точках, расположенных на территории промплощадок, в жилых зонах прилегающих населенных пунктов, а также в фоновой точке, расположенной в 15 км от комбината. Анализ суммарной α -активности проб проводили радиометрическим методом (относительная погрешность определения – 25%). Анализ проб на содержание ТМ проводили методом масс-спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой (относительная погрешность – до 36%).

По уравнению (1) рассчитаны скорости осаждения для каждого загрязняющего вещества. Статистическая обработка результатов расчета скоростей осаждения на территории двух стационарных постов контроля, проведенная методом сравнения средних, с использованием t -теста Стьюдента, подтвердила с доверительной вероятностью $p=0,95$, что различие между скоростями осаждения в различных точках местности статистически незначимо. Для окончательных расчетов уточнили скорости осаждения РН и ТМ путем вычисления средневзвешенных

значений на двух стационарных постах. Установлены корреляции, выраженные следующими соотношениями:

$$C_{\alpha} = \frac{F_{\alpha}}{T_{\text{зим}} \cdot 270} \pm 30\%, \text{ Бк/м}^3, \text{ для } \alpha\text{-активных РН};$$

$$C_{\text{Cd}} = \frac{F_{\text{Cd}}}{T_{\text{зим}} \cdot 210} \pm 42\%, \text{ мг/м}^3, \text{ для кадмия};$$

$$C_{\text{Cu}} = \frac{F_{\text{Cu}}}{T_{\text{зим}} \cdot 370} \pm 33\%, \text{ мг/м}^3, \text{ для меди};$$

$$C_{\text{Pb}} = \frac{F_{\text{Pb}}}{T_{\text{зим}} \cdot 880} \pm 35\%, \text{ мг/м}^3, \text{ для свинца}.$$

Проведены расчеты загрязнения воздуха в контрольных для отбора проб снега точках местности в окрестностях ОАО «УЭХК». В качестве исходных данных использованы результаты анализа загрязнения снега. Выявлено превышение гигиенических нормативов качества воздуха по одному из загрязняющих веществ (свинцу) в жилой зоне прилегающего населенного пункта – пос. Верх-Нейвинский. Анализ метеорологических данных о направлениях ветра в зимний период 2007-08 гг. подтвердил причину загрязнения атмосферы – деятельность соседних предприятий цветной металлургии (Кировоградского медеплавильного комбината и Верх-Нейвинского завода цветных металлов).

Таким образом, показана возможность оценок концентраций РН и ТМ в воздухе по данным о загрязнении снега и их применимость для различных точек местности. Установлены количественные связи между содержанием α -активных РН и ряда ТМ (кадмий, медь, свинец) в атмосферном воздухе и в снежном покрове.

ИЗУЧЕНИЕ ДИНАМИКИ ОБМЕННОЙ ФОРМЫ РАДИОНУКЛИДОВ ^{60}Co И ^{65}Zn В ЧЕРНОЗЕМЕ ТИПИЧНОМ

Пивоварова Ю.А.

ГНУ ВНИИСХРАЭ Россельхозакадемии

Антропогенные радионуклиды рассматриваются среди веществ, загрязняющих биосферу. Например, радионуклиды ^{60}Co и ^{65}Zn , образующиеся в результате нейтронной активации коррозионных

продуктов, присутствуют в радиоактивных отходах предприятий ядерной энергетики и атомной промышленности и обнаруживаются в природных объектах в районах их расположения, в том числе и в почвах. Поступая из почвы в растения и затем в организмы животных, радионуклиды обладают способностью постепенно накапливаться в них. Человек - последнее звено в этой цепи, поэтому загрязнение почвы радионуклидами должно строго контролироваться.

Оценки риска загрязнения природной среды требуют хорошего знания и понимания механизмов и факторов, определяющих и регулирующих распределение, подвижность в почве и биологическую доступность радионуклидов.

Валовое содержание химического элемента в почве не всегда характеризует степень опасности загрязнения также, как коэффициенты накопления не всегда отражают действительную его подвижность в звене почва – растение. Почва способна в значительной степени иммобилизовать загрязняющие вещества за счет их сорбции минеральными и органическими компонентами. Проведенные к настоящему времени исследования позволяют сделать вывод о наличии тесной положительной корреляции между содержанием в почве подвижных форм химических элементов и их накоплением в растениях. Поэтому основное внимание при почвенно-геохимическом мониторинге следует уделять не валовым, а подвижным формам радионуклидов, так как именно они предопределяют возможность загрязнения сельскохозяйственной продукции и продуктов питания.

Цель работы - исследование динамики подвижной формы радионуклидов ^{60}Co и ^{65}Zn в черноземе типичном, нагрузка которых на почву составляла 100 кБк/кг и 140 кБк/кг соответственно. Отбор проб загрязненной почвы для определения подвижной формы радионуклидов проведен на 1, 30, 60, 130 и 180 сутки после загрязнения почвы и ее инкубации.

Для извлечения подвижной формы ^{60}Co и ^{65}Zn навески почвы, загрязненной данными радионуклидами путем внесения водных растворов их солей и последующей инкубации, обработаны 1 М раствором ацетатно-аммонийного буфера с $\text{pH}=4,8$ при соотношении твердой и жидкой фаз 1:5. Активность ^{60}Co и ^{65}Zn в экстрактах измерена методом полупроводниковой γ -спектрометрии с германиевым детектором. Результаты измерений скорректированы с учетом радиоактивного распада ^{60}Co и ^{65}Zn .

Динамика относительного содержания рассматриваемых радионуклидов представлена на рисунке.

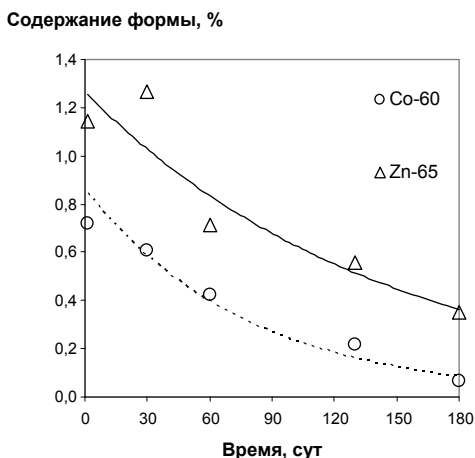


Рисунок. Зависимость относительного содержания подвижной формы ^{60}Co и ^{65}Zn от времени их нахождения в почве

Результаты эксперимента показали, что с течением времени наблюдается явная тенденция к уменьшению содержания обменной формы радионуклидов ^{60}Co и ^{65}Zn в почве. Относительное содержание обменной формы снижается в 7 раз для ^{60}Co и в 3 раза для ^{65}Zn , что свидетельствует о том, что в течение полугода с момента внесения данных радионуклидов в почву происходит прочное их закрепление твердой фазой почвы, приводящее к уменьшению мобильности и биологической доступности данных элементов. Наблюдается так называемый эффект «старения» элементов в почве, причем для ^{60}Co данный эффект выражен сильнее, чем для ^{65}Zn . Относительное содержание обменной формы ^{60}Co и ^{65}Zn не превышает 0,7 и 1,1% соответственно в течение всего времени эксперимента, что позволяет предположить, что при малой дозе внесенных в почву радионуклидов, основная их часть прочно сорбируется твердой фазой почвы и переходит в неподвижную, то есть малодоступную для корневого поглощения растениями форму.

СОРБЕНТЫ НА ОСНОВЕ МОДИФИЦИРОВАННЫХ МИКРОСФЕР

Поленов И.В., Данилин Л.Д.
РФЯЦ-ВНИИЭФ

Работа посвящена синтезу и ионообменным свойствам сорбентов на основе зольных микросфер, модифицированных ферроцианидами переходных и тяжелых металлов, окислов марганца и циркония, а также фосфата и вольфрамата циркония. Номенклатура полученных ионообменников достигает 12 наименований, а общий объем ~15÷20 литров.

Отработана лабораторная технология синтеза указанных выше сорбентов, определены соотношения исходных компонентов, порядок смешивания, время созревания, состав промывной жидкости, условия подавления пептизации и другие параметры.

Определены химические составы модификаторов с использованием щелочного вскрытия и «серебряной соли», отработаны методические приемы анализа, выполнены многочисленные эксперименты. Показано, что при использовании в качестве осадителя растворов ферроцианида калия получают смешанные ферроцианиды, которые, по всей вероятности, являются твердыми растворами разной концентрации на основе структуры $M_2[Fe(CN)_6]$.

Исследована сорбция ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{155}Eu , ^{241}Am , ^{144}Ce , ^{237}Np , ^{233}Pa различными синтезированными неорганическими обменниками на основе модифицированных микросфер. Для очистки ЖРО от ^{137}Cs наиболее пригодны сорбенты на основе ферроцианидов переходных металлов, например, меди, энергично поглощающих данный радионуклид в широком интервале рН при высоком солевом фоне. Сорбент на основе двуокиси марганца и циркония хорошо поглощает ^{241}Am при рН=4÷5, ^{237}Np (V) умеренно поглощается обменником на основе фосфата циркония.

Показано, что на поглощение радионуклидов существенное влияние оказывает перемешивание растворов, что указывает на то, что процесс сорбции контролируется внешнесферной, то есть пленочной диффузией. При использовании смешанных ферроцианидов в процессе поглощения миллиграммовых количеств цезия в раствор выделяется эквивалентное количество переходного металла, что является доказательством того, что обмен происходит на нормальном ферроцианиде, входящем в состав смешанного сорбента.

Высокая плавучесть сорбентов данного класса делает возможным их использование для очистки загрязненных ^{137}Cs водных бассейнов, например, бассейнов выдержки облученных твэлов, путем размещения их на поверхности, выдержки, сбора и последующего захоронения в качестве твердых отходов.

ОЦЕНКА РИСКА КОМБИНИРОВАННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ ПРИ УПОТРЕБЛЕНИИ ВОДЫ, СОДЕРЖАЩЕЙ СТАБИЛЬНЫЙ И РАДИОАКТИВНЫЙ СТРОНЦИЙ И ФТОР

Полякова И.В.

*Обнинский государственный технический университет
атомной энергетики*

Актуальность проблемы, связанной с повышенным содержанием минеральных солей в питьевой воде, постоянно нарастает. Это связано с увеличением потребления и истощением водоносных горизонтов, а также с ускорением выщелачивания минералов из-за увеличения кислотности осадков.

В последнее десятилетие в питьевой воде некоторых городов и поселков Калужской области отмечено появление повышенных концентраций стронция, фтора, железа и других элементов. Особую озабоченность для водопользователей представляет стронций, в связи с высокой биологической активностью и сложностью очистки от него питьевых вод.

Повсеместное распространение растворимых фторсодержащих соединений в породах и почвах обуславливает наличие фтора в природных водах, используемых для водоснабжения. Концентрация фтора в природных водах колеблется в широких пределах (от 0,01 до 27 мг/л) и связана, в известной степени, с растворимостью его соединений.

Так же стабильный стронций при его высоком поступлении в организм вызывает «стронциевый рахит» и «уровскую болезнь» [1].

В стандартной модели для расчета риска не учитывается антагонистическое действие нескольких агентов. Поэтому в этой работе предпринята попытка предложить такую модель.

Исходя из литературных данных [2], подтвержденных экспериментами по методике Аллиум-теста, стронций и фтор при воздействии на живые организмы являются антагонистами. Сделано

предположение о том, что стабильный и радиоактивный стронций в химическом отношении ведут себя одинаково.

Воспользовавшись данными В.А. Книжникова [2], был рассчитан коэффициент антагонизма для стронция и фтора.

В качестве показателя влияния стронция использована кратность накопления его в скелете, рассчитанная по следующей формуле:

$$K_{\text{накопления}} = \frac{C(\text{Sr})_{\text{скелет}}}{m_{\text{сутки}}}$$

где $C(\text{Sr})_{\text{скелет}}$ – содержание стабильного стронция во всем скелете, мг; $m_{\text{сутки}}$ – суточное поступление стабильного стронция в организм с водой и пищей, мг.

Кратность накопления Sr в костной ткани взрослого населения обследованных городов, в связи с содержанием F в воде, подчиняется уравнению:

$$K_{\text{накопления}} = 169,22 * C(F)_{\text{вода}}^{-0,2106}$$

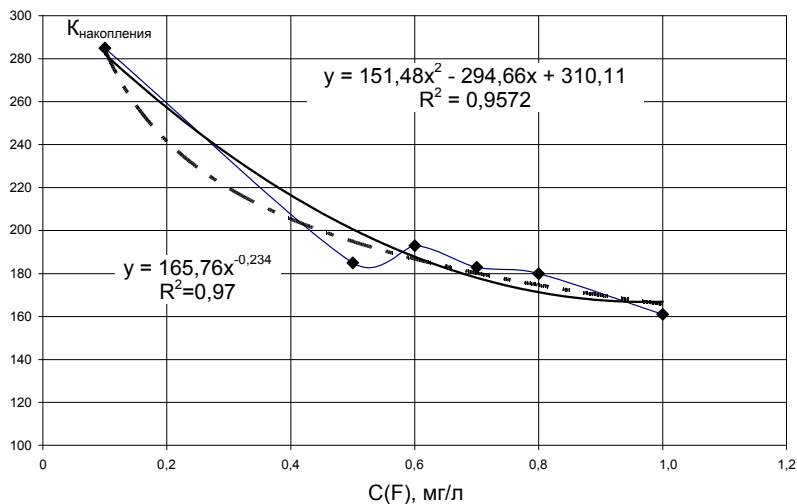


Рисунок. Зависимость кратности накопления стронция в скелете взрослого населения от концентрации фтора в воде

Сделано предположение, что антагонистические отношения между агентами можно учитывать с помощью коэффициента антагонизма, который в данном случае определяется как отношение

кратности накопления стронция при совместном присутствии с фтором, к сумме кратностей накопления стронция при раздельном влиянии.

Так как кратность накопления зависит от концентрации фтора в воде, то и коэффициент антагонизма будет зависеть от концентрации фтора.

Если использовать начальный участок изменения концентраций фтора в воде ($0,1 \div 1$ мг/л), то можно с достаточной степенью точности рассчитать кратность накопления при $C(F)=0$ (см. рисунок).

Из представленного рисунка видно, что при аппроксимации полученных данных полиномом второй степени получается значение кратности накопления в точке с $C(F)=0$, равное 310,11. Полученная величина использована для расчета коэффициента антагонизма.

В итоге получается следующая зависимость:

$$K_{\text{антагонизма}} = 0,5457 C(F)^{-0,2106},$$

где $C(F)$ – концентрация фтора в воде в мг/л.

Тогда для концентрации фтора в воде, характерной для города Обнинска, (1,2 мг/л) $K_{\text{антагонизма}}$ будет равен 0,53. В итоге накопление стабильного и радиоактивного стронция снижается, а также в два раза снижается величина риска.

Литература

1. Иванов В.В.. Справочник экологической геохимии элементов./ ИМГРЭ. 1994.
2. Книжников В.А.. Влияние фтора, поступающего с питьевой водой, на уровень накопления стронция в организме человека // Гигиена и санитария. Медицина. 1967. № 7. – с. 39-45.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕМБРАННЫХ КОНТАКТНЫХ УСТРОЙСТВ ДЛЯ ДЕТРИТИЗАЦИИ ВОДНЫХ ПОТОКОВ МЕТОДОМ ХИМИЧЕСКОГО ИЗОТОПНОГО ОБМЕНА ВОДОРОДА С ВОДОЙ

Прокунин С.В., Растунова И.Л., Розенкевич М.Б.

Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева

В ходе развития атомной промышленности все большее внимание уделяется решению экологических задач, связанных с работой данной отрасли. Одной из таких задач является улавливание и

концентрирование трития – радиоактивного изотопа водорода, который образуется в процессе работы предприятий ядерного топливного цикла. Одной из перспективных технологий, подходящей для детритизации различных водных потоков, является химический изотопный обмен (ХИО) между водой и водородом [1-3]. Процесс ХИО в системе вода-водород проходит в две стадии, одна из которых – каталитический изотопный обмен (КИО) между водородом и парами воды, другая – фазовый изотопный обмен воды (ФИО). Традиционно процесс ХИО проводят в насадочных колоннах, которые обладают относительно невысокой пропускной способностью, обусловленной гидрофобными свойствами катализатора. Одним из вариантов увеличения пропускной способности разделительных колонн является применение контактных устройств мембранного типа (КУМТ), в которых поток жидкой воды отделен от находящегося в парогазовом пространстве катализатора с помощью мембраны (МФ-4СК), проницаемой для молекул воды. Такая организация потоков приводит к появлению возможности использования для реализации процесса не гидрофобных катализаторов, а также, за счет отсутствия необходимости вертикального расположения разделительных элементов, создает перспективы создания компактных мобильных установок детритизации воды.

В докладе представлены результаты исследований фазового изотопного обмена воды как одной из стадий ХИО водорода с водой в КУМТ, а также методика исследования проницаемости мембраны МФ-4СК по воде. Показано, что при модификации мембраны ионами металлов (Na^+ , Mg^{2+} , Fe^{3+}), моделирующей «отравление» мембраны продуктами коррозии аппаратуры, ее проницаемость снижается в 1,1÷1,4 раза, в зависимости от заряда модифицирующего иона. Однако после регенерации мембраны ее проницаемость увеличивается и при повторной модификации оказывается не ниже, чем для исходной. Также показано, что увеличение проницаемости приводит к пропорциональному увеличению коэффициента массообмена процесса ФИО в КУМТ.

В работе приводятся результаты исследования массообменных характеристик изотопного обмена в системе вода-водород, впервые полученные на горизонтально расположенной разделительной установке с КУМТ с нижним узлом обращения потоков. Полученная база массообменных характеристик в широкой области температур и давлений может быть использована для проектирования разделительных установок промышленного масштаба.

Литература

1. Андреев Б.М., Зельвенский Я.Д., Катальников С.Г.. Тяжелые изотопы водорода в ядерной технике. - М.: Энергоатомиздат, 1987, - 456 с.
2. Андреев Б.М., Магомедбеков Э.П., Розенкевич М.Б., Сахаровский Ю.А.. Гетерогенные реакции изотопного обмена трития. – М.: Эдиториал УРСС, 1999, 208 с.
3. Андреев Б.М., Магомедбеков Э.П., Райтман А.А., Розенкевич М.Б., Сахаровский Ю.А., Хорошилов А.В.. Разделение изотопов биогенных элементов в двухфазных системах. – М.: ИздАТ, 2003, 376 с.

**ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА СООСЖДЕНИЯ
АМЕРИЦИЯ-241 С ОКСАЛАТОМ КАЛЬЦИЯ**

Скрипников В.В., Житков С.А., Селявский В.Ю.

ОАО «Сибирский химический комбинат»

Производственная деятельность Сибирского химического комбината связана с образованием и накоплением радиоактивных отходов (РАО), требующих дальнейшей переработки и захоронения.

Актуальность проблемы переработки высокоактивных отходов (ВАО) обусловлена, прежде всего, растущими требованиями экологической безопасности (снижение активности ВАО и перевод радионуклидов в состояние, гарантирующее безопасное хранение), а также возможностью практического использования искусственных радиоактивных элементов. Уникальные свойства америция-241 находят широкое применение в качестве источников ионизационного излучения.

В настоящее время активно изучаются различные способы переработки ВАО, но сложный химический и радиохимический состав растворов, образующихся в процессе производственной деятельности, определяет необходимость проведения широкого круга исследований, необходимых для создания способов выделения америция-241 из реальных растворов.

Экстракционные и сорбционные методы требуют сложного и дорогостоящего оборудования. Селективное выделение америция из растворов, имеющих сложный химический и радиохимический состав, этими методами достаточно проблематично.

Методы осаждения или соосаждения с носителями, наиболее приемлемые для адаптации в действующих производствах. Для исследований смоделирован возможный химический состав РАО, (как правило, макрокомпонентами в таких растворах являются такие элементы как Fe, Mg, Al и F). Проведены эксперименты по влиянию:

- концентрации кальция на извлечение америция-241;
- избыточного содержания $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$ (относительно стехиометрического соотношения к кальцию) на извлечение америция-241.

В ходе выполнения работы показана возможность соосаждения америция с оксалатом кальция. Показано, что степень извлечения америция-241 зависит от:

- концентрации кальция в растворе. При изменении содержания Ca от 1 до 5 г/л концентрация америция-241 в растворах снизилась с $7,7 \cdot 10^{-3}$ г/л до $0,044 \cdot 10^{-3}$ г/л;
- щавелевой кислоты. При увеличении избыточного содержания $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$ от 0 до 20 г/л, концентрация америция-241 в растворе составила от $2,3 \cdot 10^{-3}$ до $0,02 \cdot 10^{-3}$ г/л соответственно.

ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ ОЦЕНКИ ГЕОЭКОЛОГИЧЕСКИХ ПОСЛЕДСТВИЙ ДОБЫЧИ УРАНА МЕТОДОМ ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ

Теровская Т.С., Истомина А.Д., Кеслер А.Г., Носкова С.Н.

Северская государственная технологическая академия

Методом скважинного подземного выщелачивания (СПВ) разрабатывают экзогенные месторождения урана [1,2]. Извлечение урана из рудного тела происходит с помощью системы технологических скважин. Через нагнетательные скважины в продуктивный горизонт нагнетается выщелачивающий (рабочий) раствор, содержащий реагенты, способные растворять минералы урана. В результате взаимодействия урановых минералов и вмещающих пород с выщелачивающими реагентами в подземном водоносном горизонте образуется продуктивный раствор, содержащий уран, который выдвигается на поверхность посредством системы откачных скважин. По сравнению с традиционными подземными и открытыми горными способами, разработка месторождений полезных ископаемых методом СПВ приводит к меньшему воздействию на окружающую среду. Однако при СПВ происходит загрязнение подземных вод содержащимися в рабочем

растворе химическими реагентами, а также веществами, образующимися в результате взаимодействия выщелачивающего раствора с рудовмещающей породой. Для обеспечения охраны подземных вод в районе расположения геотехнологического предприятия по добыче урана методом СПВ необходимо контролировать и прогнозировать распространение загрязняющих веществ в подземном водоносном горизонте. Распространение загрязняющих веществ в подземных водах определяется большим количеством взаимосвязанных физико-химических процессов и зависит от состояния подземного водоносного горизонта.

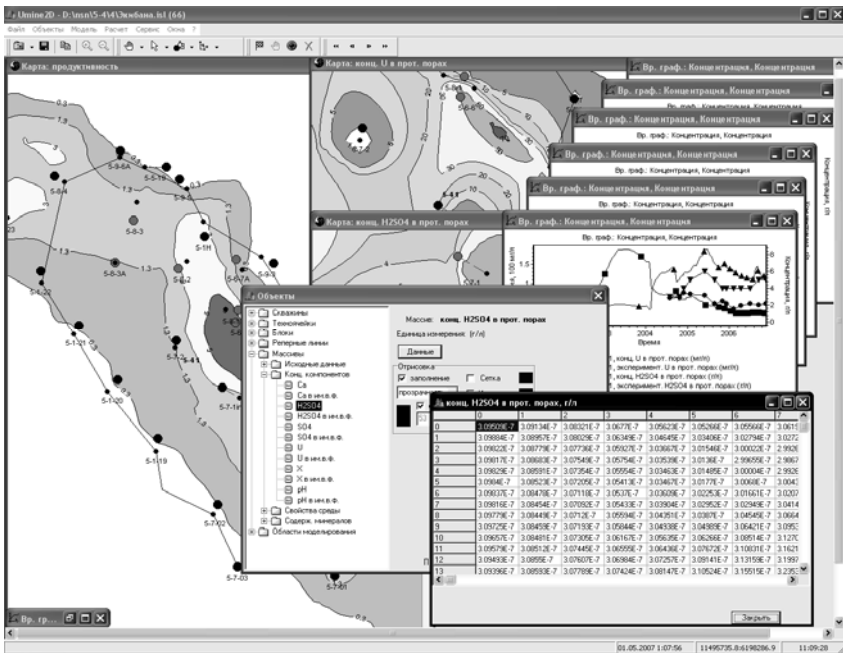


Рисунок. Рабочее окно программного комплекса

Поэтому для контроля и прогнозирования областей загрязнения целесообразно использовать современные геоинформационные технологии и методы математического моделирования. В настоящей работе представлен геотехнологический информационно-моделирующий комплекс, предназначенный для оценки геоэкологических последствий добычи урана методом сернокислотного СПВ.

Программный комплекс описывает гидродинамические и физико-химические процессы: распределение давления, скорость фильтрации растворов, массоперенос, гидродинамическую дисперсию, гомогенные и гетерогенные процессы, растворение, осаждение минералов, окислительно-восстановительные и кислотно-основные процессы, сорбция и десорбция, комплексообразование. Программный комплекс создан в среде программирования Borland Builder C++ и представляет собой многопоточное, многооконное проблемно-ориентированное программное обеспечение. Пример рабочего окна программы приведен на рисунке.

Разработанный комплекс может применяться при проведении экологической экспертизы проектируемых предприятий по добыче урана методом СПВ; для оценки воздействия действующих предприятий на состояние окружающей среды и выбора оптимальных, с точки зрения снижения загрязнения подземных вод, режимов отработки блоков месторождений; для прогнозирования движения линз остаточных растворов с потоком подземных вод и разработки предложений по проведению природоохранных мероприятий по рекультивации водоносных горизонтов после завершения добычи урана.

Работа поддержана грантами РФФИ № 06-01-00073-а, № 06-07-9690-р_офи.

Литература

1. Мамилов В.А., Петров Р.П., Шушания Г.Р. и др.. Добыча урана методом подземного выщелачивания. – М.: Атомиздат, 1980. - 248 с.
2. Белецкий В.И., Богатков Л.К., Волков Н.И. и др.. Справочник по геотехнологии урана. – М.: ЭнергATOMиздат, 1997- 672 с.

ПРОБЛЕМЫ ВЫБОРА, ОБОСНОВАНИЯ И ОПТИМИЗАЦИИ КОНЕЧНОГО СОСТОЯНИЯ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ

Шидловский В.В., Роменков А.А., Ярмоленко О.А., Хаттарова Е.А.
ФГУП «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежалея»

В настоящее время одной из наиболее важных проблем вывода из эксплуатации (ВЭ) уран-графитовых реакторов (УГР) является

проблема обращения с РАО внутри шахты аппарата и, в первую очередь, обращение с графитовой кладкой. Радиационные характеристики графитовой кладки определяются наведенной активностью, а также могут определяться активностью продуктов деления и младших актиноидов, образовавшихся в результате длительного облучения фрагментов топлива, попадавших в кладку в результате аварий.

В качестве возможных вариантов вывода из эксплуатации УГР рассмотрены практически все возможные варианты: ликвидация, консервация, захоронение, долговременное хранение.

Такое разнообразие рассматриваемых вариантов обусловлено как отсутствием на настоящий момент общепринятой технологии обращения с графитовыми РАО, так и отсутствием нормативно-правовой документации, регламентирующей основные подходы и решения по выводу из эксплуатации УГР.

Для графитовых отходов в России в настоящее время не ясен вопрос выбора конечного состояния – отсутствуют специализированные хранилища для окончательной изоляции долгоживущих графитовых САО и ВАО; отсутствует обоснование возможности приповерхностного захоронения на месте (вариант захоронения может быть реализован только в том случае, если срок защитного действия барьеров безопасности превышает время потенциальной опасности захораниваемых отходов).

Следуя концепции «Фазового геологического захоронения», принятой сначала в Великобритании, а затем и продвинутой законодательно во многих Европейских странах [1], облученный реакторный графит считается непригодным для приповерхностного захоронения. При этом установлены нормы, ограничивающие возможность приповерхностного захоронения:

- не более 4 ГБк/т по α -активности;
- не более 12 ГБк/т по β/γ -активности.

В случае с графитом промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР), только по β -активности ^{14}C данные нормы превышены более чем на два порядка.

Действующей утвержденной в 2005 г. [2] концепцией вывода из эксплуатации ПУГР, для которых бетонная шахта с реакторным оборудованием расположена в заглублении на несколько десятков метров относительно поверхности земли, предусмотрено два варианта завершающих действий:

- ликвидация;

- захоронение без намерения ликвидации.

Наличие в концепции рекомендуемого варианта «долговременного хранения реакторного оборудования в пределах шахты и радиоактивных отходов на площадке» (на срок 100 лет), не меняет дела. Как отмечено в концепции, этот вариант «фактически представляет собой вариант отложенного окончательного решения, которым может быть либо последующая ликвидация объекта, либо пролонгация хранения вплоть до окончательного захоронения на месте». Таким образом, выбор окончательного решения по ВЭ не осуществлен, а отложен на период завершения хранения (100 лет).

В выполненных разработках по теме ВЭ ПУГР характеристики окончательного состояния элементов ПУГР после завершающих действий, с учетом состояния окружающих ПУГР площадок, не рассматривались.

В последнее время интенсивно обсуждаются вопросы длительного хранения ПУГР, в частности, о целесообразности создания тех или иных дополнительных барьеров на пути возможной миграции радионуклидов из шахты ПУГР в окружающую среду.

Как показывает ход дискуссии, при решении этого вопроса немаловажное значение имеет выбор варианта окончательного состояния ПУГР. Он может быть осуществлен уже сейчас, с учетом состояния окружающей ПУГР площадки, а также приемлемости предлагаемого решения для общественности. Важно то, что выбранные характеристики окончательного состояния, в свою очередь, непосредственно влияют на требования к подготовке и длительному хранению ПУГР и решения по обеспечению его радиационной безопасности в этот период.

Все вышесказанное обуславливает целесообразность корректировки концепции ВЭ ПУГР с введением в нее третьего рекомендуемого базового варианта окончательного состояния элементов ПУГР в результате ВЭ.

Этот вариант отсроченного частичного демонтажа с созданием на месте реактора «серой» площадки по существу является промежуточным между вариантом ликвидации и захоронения и может быть охарактеризован на настоящем этапе следующей последовательностью действий:

- перевод ПУГР в ядерно-безопасное состояние (выгрузка и вывоз ОЯТ);
- извлечение и дезактивация загрязненного оборудования, подготовка к длительному хранению на площадке;

- герметизация графитовой кладки с отсрочкой начала демонтажа на 30÷50 лет;
- длительное хранение, в процессе которого могут быть осуществлены:
 - уменьшение надземной части здания (в первую очередь по высоте) до минимально возможных размеров;
 - осушение и демонтаж бассейнов с очищением ЖРО; создание в подземной части здания долговременного хранилища ТРО, инкапсуляция получаемых ТРО с размещением в этом хранилище;
 - поэтапная разборка и вывоз части графитовой кладки с просыпями ОЯТ (предварительно демонтируется верхняя плита);
 - поэтапное окончательное удаление кладки, хранение и утилизация графита;
 - удаление из нижних металлоконструкций просыпей урана, плутония и др.;
 - реализация проекта частичной ликвидации ПУГР;
 - реализация проекта захоронения на месте частично ликвидированного ПУГР.

Выполненный НИКИЭТ предварительный анализ возможных завершающих действий при ликвидации и захоронении ПУГР показал целесообразность уточнения концепции вывода из эксплуатации ПУГР, в части введения в нее еще одного (третьего) варианта окончательного состояния ПУГР после вывода из эксплуатации, а именно, варианта отсроченного частичного демонтажа с извлечением из шахты графитовой кладки и созданием на месте размещения ПУГР «серой площадки» - герметичного хранилища НАО и САО. Предложение [3] направлено во ФГУП «ПО «МАЯК» и другие заинтересованные адреса.

Литература

1. Galson Science Ltd. «Concepts for the Geological Disposal of Intermediate-level Radioactive Waste», 0736-1, Version 1.1, UK, 2008.
2. ФААЭ. ВНИПИЭТ. «Концепция вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов» № 04-01281 от 08.02.2005, С-Пб., 2005.
3. НИКИЭТ. Сообщение № 3.1003 С, Москва, 2008.

**ИЗУЧЕНИЕ ФАРМАКОКИНЕТИКИ РАДИОФАРМПРЕПАРАТА
«¹⁰³Pd-МИКРОСФЕРЫ АЛЬБУМИНА» В ОРГАНИЗМЕ
ЛАБОРАТОРНЫХ ЖИВОТНЫХ**

Шевченко А.С.

*Обнинский государственный технический университет
атомной энергетики*

Петриев В.М., Скворцов В.Г., Сморызанова О.А.
ГУ МРНЦ РАМН

Лучевая терапия в настоящее время занимает одно из ведущих мест среди лечения злокачественных новообразований. Однако при облучении больных приходится сталкиваться с рядом серьезных трудностей, основными из которых являются повреждения нормальных тканей, а также рецидивирование опухоли за счет оставшихся после лучевого воздействия жизнеспособных клеток. В ядерной медицине для диагностики и лечения онкологических заболеваний широко применяют радионуклиды и меченые соединения, что приводит к поиску, разработке и освоению выпуска новых радиофармпрепаратов (РФП) самого различного спектра действия. Поэтому целью работы являлось исследование фармакокинетических характеристик радионуклида ¹⁰³Pd, связанного с микросферами альбумина крови человека (МСА) в организме экспериментальных животных для оценки возможности использования его в качестве лечебного препарата.

Радиофармпрепарат - ¹⁰³Pd-МСА - разработан и получен в лаборатории экспериментальной ядерной медицины МРНЦ РАМН. Преимущества изотопа ¹⁰³Pd: относительно небольшой период полураспада (17 дней), наличие при радиоактивном распаде только «мягкого» (20 кэВ) рентгеновского излучения, что позволяет проводить лечение с минимальным повреждением здоровых тканей. Палладий легко вступает в реакции с различными комплексонами, белками, пептидами и др. Так, соединяясь с альбумином, ¹⁰³Pd превращается в радиофармпрепарат – ¹⁰³Pd-МСА, обладающий специфическими свойствами. В данном случае МСА служат транспортным средством для доставки радионуклида в зону опухоли.

Для изучения фармакокинетических параметров беспородным белым мышам из первой группы внутримышечно (в мышцу бедра задней лапки), а из второй группы внутриопухолево вводили РФП (5÷10 мкКи/мышь) и проводили наблюдение в течении десяти суток за распределением радиоактивности по органам и тканям.

Данные фармакокинетики показали, что статистически достоверных различий в поведении препарата при внутримышечном (в/м) и внутриопухолевом (в/о) способах введения нет. В/м введение и в/о привело к накоплению активности локально в мышце бедра и в опухоли. Причем в течение 72 часов сохраняется 60÷90% введенной активности, с последующим медленным выведением радионуклида (см. рисунок).

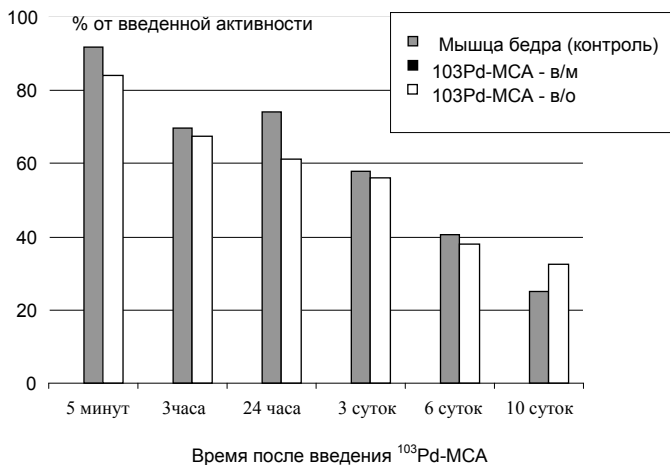


Рисунок. Процентное содержание радиоактивности в мышце и опухоли при внутримышечном и внутриопухолевом введении $^{103}\text{Pd-MCA}$

Измерение радиоактивности в крови, печени, почках, селезенке, желудке показало, что в этих органах радионуклид накапливается в незначительной степени, а выводится во много раз быстрее, по сравнению с органами, в которые целенаправленно вводился $^{103}\text{Pd-MCA}$.

На основе полученных данных можно прогнозировать, что введение $^{103}\text{Pd-MCA}$ в область опухолевого роста приведет к повышению эффективности лучевой терапии онкологических больных за счет избирательного усиления действия ионизирующей радиации на злокачественные клетки и снижения повреждающего действия радиации на окружающие нормальные ткани. Это свидетельствует о его перспективности для применения в радионуклидной терапии.

**Секция
«Безопасность и
конструирование реакторов
и установок ЯТЦ»**

СОЗДАНИЕ ТРЕХМЕРНОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРА ПИК

Альхименко А.В., Куатбеков Р.П.

ФГУП «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежалея»

Строительство высокопоточного исследовательского реактора ПИК в Гатчине ведется с перерывами по ряду причин с 1976 года. РУ ПИК – это сложное, насыщенное техническое сооружение, поэтому важно оперативно актуализировать состояние конструкторской и научно-технической документации и привести ее в соответствие современным нормам и правилам. Отсутствие электронной версии конструкции РУ ПИК и наглядных визуальных материалов по установке затрудняет работу специалистов, проводящих физические, гидравлические и тепловые обоснования.

Ведущиеся в настоящее время монтажные работы также требуют постоянных корректировок и усовершенствований в проекте реактора. Наряду с этим, зачастую возникает необходимость моделирования некоторых технологических процессов, которые предполагается проводить на реакторе.

Для решения этих проблем в НИКИЭТ создается трехмерная модель реакторной установки на основании действующей конструкторской документации и осуществляемых в процессе монтажа корректировок.

С использованием создающейся трехмерной модели решаются следующие задачи:

- автоматизируется процесс получения расчетных схем для трубопроводов и оборудования РУ при выполнении их прочностного обоснования;
- подготавливаются модели для физических, тепловых и гидравлических обоснований реактора;
- по результатам 3D - моделирования процессов выявляются и устраняются конструктивные недоработки или повышается удобство пользования отдельными элементами и системами, и РУ в целом;
- оперативно вносятся в состав конструкторской документации корректировки, связанные с реальным состоянием установки (по результатам монтажа).

Кроме того, использование трехмерной модели позволяет быстро адаптировать молодых специалистов в понимании конструкции отдельных узлов реактора, правильном понимании их функциональности,

позволяет использовать новую визуальную информацию при разработке программ и методик, инструкций, регламентов и иных документов.

В перспективе планируется создание базы данных по реакторной установке с использованием создаваемой трехмерной модели реактора.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ВИБРАЦИОННЫХ СОСТОЯНИЙ ВНУТРИРЕАКТОРНОГО ОБОРУДОВАНИЯ ВВЭР-440 КОЛЬСКОЙ АЭС

Аникин А.А.

НИЯУ «МИФИ»

Хайретдинов В.У.

ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»

Внутриреакторное оборудование современных перспективных ядерных энергетических установок с ВВЭР, включающее внутрикорпусные устройства (ВКУ) и тепловыделяющие сборки (ТВС), отличается как сложностью конструктивного исполнения, так и разнообразием нагрузок, действующих на элементы в процессе эксплуатации. Повышение рабочих параметров вновь проектируемых энергетических установок, а также мероприятия по модернизации действующих РУ, связанные с увеличением единичной мощности энергоблоков АЭС, приводят к возрастанию динамических нагрузок на элементы оборудования первого контура. При этом обеспечение вибродинамической надежности ВКУ и ТВС является важнейшим фактором, определяющим безопасность АЭС.

Необходимым звеном в цепи проектно-конструкторского обоснования динамической прочности основного оборудования РУ является цикл экспериментально-расчетных исследований (выполняемых в рамках проекта «АЭС-2006»), который, в свою очередь, необходим для разработки модели вибродинамического поведения и методики эксплуатационного контроля внутриреакторного оборудования ВВЭР.

В 2007 году выполнен начальный этап численных и физических экспериментов с использованием методической модели реактора 1:20 (в исходном исполнении, соответствующем ВВЭР-440). Проведенные исследования направлены на получение экспериментально-верифицированных аналитических данных по собственным формам, частотам и декрементам колебаний ВКУ, а также по контрольным

уровням вибраций и деформаций основных внутриреакторных элементов при различных видах и условиях приложения динамических нагрузок.

Разработанная автором с использованием программных комплексов ANSYS и Solid Works трехмерная модель включала порядка 40000 элементов типа SOLID45. В зонах концентрации напряжений и в областях со сложной геометрией конечноэлементная сетка максимально подробна.

Собственные формы и частоты колебаний физической модели выявлены при ударном возбуждении исследуемой конструкции путем взаимного спектрального анализа переходных процессов входного сигнала (возбуждения по показаниям пьезоакселерометра на специальном молотке) и выходных сигналов (откликов по показаниям пьезоакселерометров либо тензорезисторов, установленных на исследуемом элементе модели).

Сравнительное сопоставление расчетных данных с результатами экспериментальных виброисследований внутрикорпусной шахты реактора (основного несущего элемента ВКУ) показало качественное согласование оценок форм и частотных значений для волновых чисел $n=1\div 5$, $m=1\div 3$. Тем самым подтверждена возможность и эффективность комплексного экспериментально-расчетного анализа динамических характеристик (собственных форм и частот колебаний) внутриреакторного оборудования. Детальное экспериментально-расчетное исследование вибродинамического поведения внутриреакторного оборудования при различных эксплуатационных условиях (НУЭ), а также в аномальных случаях (ННУЭ) с уточнением диагностических признаков и контрольных характеристик предполагается выполнить в ходе дальнейших виброиспытаний по данной теме.

СНИЖЕНИЕ ФЛЮЕНСА НЕЙТРОНОВ НА НЕСМЕНЯЕМЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ КОНСТРУКЦИИ РБН ЗА СЧЕТ «СМЯГЧЕНИЯ» СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ

Варивцев А.В., Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В.

ОАО «ГНЦ НИИАР»

Основной фактор, ограничивающий срок эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах (РБН), - высокая повреждающая способность нейтронов высоких энергий. Воздействие таких нейтронов

на несменяемые элементы реакторной установки (например, корпус) приводит к уменьшению их срока службы.

В настоящее время в реакторах на быстрых нейтронах для уменьшения плотности потока быстрых нейтронов (F_n) и повреждающей дозы (DPA) на корпус и другие несменяемые конструкции используется нейтронная защита, которая устанавливается внутри корпуса реактора.

В качестве нейтронной защиты в боковой экран РБН, как правило, устанавливают:

- воспроизводящие сборки (ВС) с обедненным ураном (для наработки плутония);
- стальные сборки (СС) – сталь является замедлителем нейтронов.

В докладе рассматривается возможность использования эффективных замедлителей в качестве нейтронной защиты. Очевидно, что замедлитель на основе легких ядер, расположенный в боковом экране, существенно «смягчит» спектр нейтронов в защите и несменяемых элементах, что значительно снизит их повреждающую способность. Кроме того, сечение поглощения нейтронов конструкционными материалами, теплоносителем, а также самим замедлителем, растет с уменьшением энергии нейтронов, и, следовательно, плотность потока нейтронов будет снижаться. Так замедлитель, расположенный в боковом экране, существенно снизит скорость накопления повреждающей дозы в корпусе реактора и, значит, продлит его ресурс.

В качестве замедлителя нейтронов могут быть выбраны материалы, содержащие следующие ядра: водород, дейтерий, углерод, бор (изотоп ^{11}B). Одним из самых эффективных замедлителей в РБН является гидрид циркония (ZrH_2).

Для оценки эффекта решено провести расчетные исследования с использованием метода Монте-Карло. С достаточной детализацией смоделированы реакторы БОР-60 и БН-600, которые содержат и не содержат в боковом экране сборки легко-ядерные замедлители. Отмечено значительное снижение плотности потока нейтронов и повреждающей дозы на корпус реактора (30÷80%) при использовании эффективных замедлителей в качестве нейтронной защиты. Кроме того, получены оценки влияния расположения в боковом экране (БЭ) замедлителя на нейтронно-физические характеристики в активной зоне реактора и эффекты реактивности.

По результатам проведенных исследований получен патент на полезную модель № 79210. Таким образом, для снижения флюенса

нейтронов на несменяемые элементы конструкции РБН предлагается использовать замедлители, которые хорошо зарекомендовали себя в РБН и показали высокую надежность при длительном облучении. Кроме того, использование замедлителя в качестве нейтронной защиты позволит:

- уменьшить воздействие излучения на биологическую защиту и шахту реактора, а соответственно тепловые нагрузки и активацию охлаждающего воздуха;
- повысить безопасность реактора за счет уменьшения наиболее критического для РБН натриевого пустотного эффекта реактивности;
- снизить потоки нейтронов во внутриреакторном хранилище отработавших ТВС;
- улучшить равномерность энерговыделения в активной зоне реактора за счет его повышения в последних рядах ТВС;
- производить массовую наработку радиоизотопов в «смягченном» спектре нейтронов (например, ^{60}Co , ^{153}Gd , ^{152}Eu , ^{154}Eu и др.).

В результате подбора типа замедлителя, его эффективной плотности и места расположения, можно оптимизировать нейтронную защиту для каждого конкретного РБН.

РАЗРАБОТКА И РЕАЛИЗАЦИЯ УПРОЩЕННОЙ НЕЙРОСЕТОВОЙ МОДЕЛИ ДЛЯ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ ПРОЦЕССА ЭРОЗИОННО-КОРРОЗИОННОГО ИЗНОСА ТРУБОПРОВОДОВ АЭС

Вишнякова А.Д.

*Обнинский государственный технический университет
атомной энергетики*

В данной работе рассматривается проблема прогнозирования интенсивности эрозионно-коррозионного износа в трубопроводах АС.

Эрозионно-коррозионный износ (ЭКИ), которому подвержены практически все элементы трубопроводов и оборудования влажно-парового тракта АС, изготовленных из перлитных и слаболегированных сталей, - одна из основных проблем эксплуатации атомных станций всего мира. Эрозионно-коррозионные процессы возникают под воздействием гидродинамических факторов (эрозионная составляющая повреждения)

и электрохимического окисления поверхности (коррозионная составляющая повреждения). Процесс ЭКИ - один из важнейших факторов старения оборудования АС. Поэтому в настоящее время довольно актуальной является задача прогнозирования скорости ЭКИ, с целью предотвращения и своевременной идентификации поврежденных оборудования АС.

Основные факторы, определяющие возникновение и развитие процесса ЭКИ, могут быть разделены на 3 группы: показатели ВХР, гидродинамические переменные, параметры материала. Из-за большого количества сложным образом взаимосвязанных факторов, информация по которым ограничена или отсутствует, построение теоретической модели невозможно. Современные средства прогнозирования ЭКИ используют полумпирическую модель Chexal-Hogowitz, погрешность прогноза которой порядка 50%.

С целью минимизировать погрешность прогнозирования ЭКИ предпринята попытка реализовать эту модель с помощью аппарата нейронных сетей. Нейронные сети обладают набором свойств, присущих мозгу: возможность обучения на основе предшествующего опыта, обобщение предыдущих прецедентов на новые случаи и извлечение существенных свойств из поступающей информации, содержащей излишние данные. Способность искусственной нейронной сети к обобщению и абстрагированию помогает получить верный прогноз относительно величины эрозионно-коррозионного износа без определения всех зависимостей между множеством факторов, обуславливающих процесс ЭКИ.

В данной работе для решения задачи прогнозирования величины ЭКИ реализована упрощенная модель нейронной сети, на вход которой подаются значения влияющих на ход процесса факторов, выбранных с учетом их относительной важности. При этом факторы, не вошедшие в реализуемую модель, приняты за константы. В качестве параметра, характеризующего интенсивность ЭКИ, выбрано значение утончения стенки за прогнозируемый временной интервал. Исходя из критериев надежности и обширности прикладной области, обучение нейронной сети произведено на основе алгоритма обратного распространения ошибки и алгоритма упругого обратного распространения ошибки.

В ходе работы построена упрощенная модель НС, прогнозирующая утончения стенки трубопровода АЭС под влиянием процесса ЭКИ, реализована данная НС средствами ПО Matlab, выполнено исследование нескольких конфигураций НС и проведен анализ полученных результатов. В результате проведенного анализа выбрана

оптимальная архитектура сети с точки зрения точности прогноза и определены границы применимости модели по каждому фактору с точки зрения наилучшего соответствия прогноза результатам эксперимента.

МОДЕРНИЗАЦИЯ СЕПАРАТОРОВ-ПАРОПЕРЕГРЕВАТЕЛЕЙ СПП-500-1 ТУРБОУСТАНОВОК ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС

Гредасов П.О.

Филиал ОАО «Концерн Энергоатом» «Ленинградская атомная станция»

В настоящее время все больше внимания уделяется вопросам повышения эффективности выработки электроэнергии на АЭС. Одним из направлений повышения мощности турбоагрегатов является улучшение условий влагоудаления в сепараторах-пароперегревателях турбин.

Вследствие существенной неравномерности как по скоростям, так и по влажности на входе в сепарационные блоки при боковом подводе влажного пара и значительного эрозионно-коррозионного износа при обследовании АЭС, влагосодержание пара перед пароперегревателями достигает двух и более процентов, при нормируемых 0,5%. Повышенная влажность пара после сепаратора приводит к нарушению работы промперегревателей, снижению электрической мощности и ненадежной работе сепараторов пароперегревателей (СПП) и турбины. В результате требуются значительные затраты на ремонты, и имеет место недовыработка электроэнергии из-за разгрузок и простоев турбоустановок [1].

С целью повышения надежности и эффективности систем сепарации пара турбоустановок К-500-65/3000 АЭС с РБМК-1000, принято решение для энергоблоков № 1,2,3,4 Ленинградской АЭС выполнить установку на ресиверах после ЦВД пленочных сепараторов и замену сепарационной части сепараторов-пароперегревателей с использованием жалюзи типа «Powervane» (см. рисунок 1).

Сепарационная часть модернизированного СПП-500-1 (см. рисунок 2) состоит из трех ступеней сепарации исходного влажного пара (16%), поступающего из цилиндра высокого давления (ЦВД) турбоустановки во входную камеру СПП:

- 1 ступень – дырчатый лист перекрытия сепаратора (эффективность влагоудаления 30%);

- 2 ступень – стенка корпуса СПП (эффективность влагоудаления 40%);
- 3 ступень – 12 сепарационных блоков с пакетами жалюзи типа «Powervane» (эффективность влагоудаления 30%).

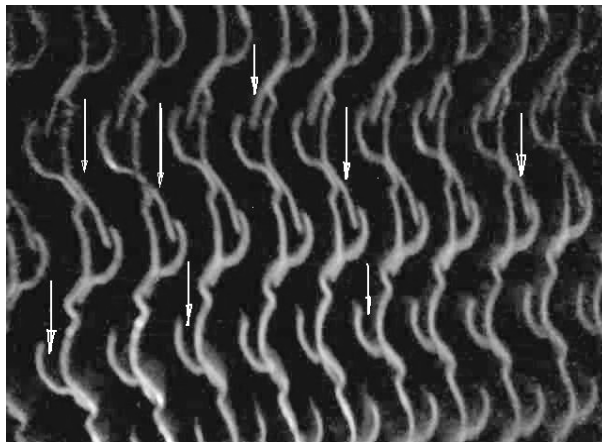


Рисунок 1. Жалюзи «Powervane»

Пар после ЦВД турбины с влажностью около 16% через боковой патрубок поступает во входную камеру, образованную крышкой и дырчатым листом перекрытия сепаратора, и попадает в сепарационное устройство (см. рисунок 2). На дырчатом щите происходит процесс сбора крупнодисперсной влаги в лунках диаметром 20 мм и отвода ее через отверстия диаметром 8 мм в герметичный лоток, далее через сливное устройство с гидрозатвором в сливной короб. Часть влаги оседает на стенках корпуса сепаратора и сливается через 6 гидрозатворов во внешний кольцевой коллектор. Для слива сепарата из внешнего кольцевого коллектора, в трубопроводах слива сепарата вырезаны по 2 окна. Из входной камеры пар направляется на 12 сепарационных блоков с жалюзийными пакетами «Powervane». Оставшаяся влага задерживается на поверхности жалюзи и стекает с них в находящийся под пакетами внутренний кольцевой коллектор сбора сепарата, откуда сепарат отводится по двум трубопроводам в сепаратосборник. После жалюзийных пакетов осушенный до 0,5% пар поступает в первую ступень перегрева. Конструкции первой и второй ступеней промперегрева модернизации не подвергались.

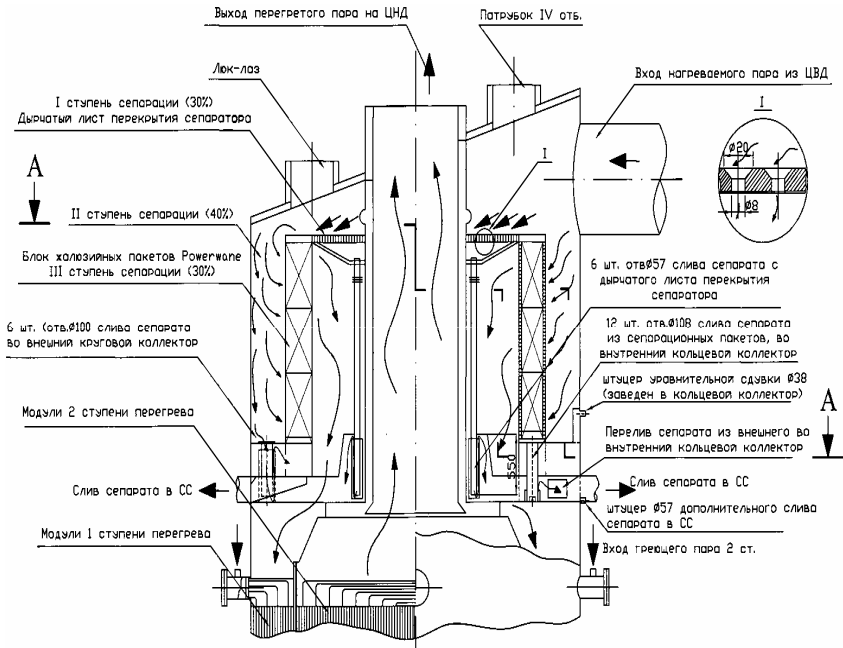


Рисунок 2. Сепарационная часть модернизированного СПП-500-1 с сепарационными блоками и пакетами жалюзи типа «Powervane»

Таблица.

Ожидаемый эффект от внедрения модернизации сепарационной части СПП [1]

№ ТГ	Влажность за сепаратором, факт/нор., %	Температура за ППН факт/нор., °С	Температура за ПП-П факт/нор., °С	Ожидаемый эффект		
				Паровое сопротивление, Па	Влажность за сепаратором, %	Выигрыш мощности, МВт
1-8	> 2,0/0,5	160 / 190	240/265	Без изменений	0,5	5,8

При заказе СПП для новых энергоблоков с реакторами типа ВВЭР необходимо создать СПП нового поколения, конструкция которых должна учитывать накопленный отечественный опыт и опыт зарубежных фирм, в частности:

- компоновка СПП выполняется с размещением сепаратора под пароперегревателем или сбоку от него;

- применение входных камер с развитой системой предсепарации, а также устройствами для равномерного распределения потоков пара в сепараторе;
- применение раздельной компоновки сепаратора и пароперегревателя;
- применение трубных пучков с поперечным обтеканием труб паром (трубы должны иметь поперечное оребрение).

Литература

1. Решение о повышении надежности и эффективности систем сепарации пара турбоустановок АЭС с РБМК-1000, ВВЭР-1000, ВВЭР-440 для увеличения мощности. Инв. № ТР-11436, 2006 г.
2. Техническое описание «Модернизированный СПП-500-1 с сепарационными блоками и пакетами жалюзи типа «Powervane» Инв. № 2ТО-245, 2007 г.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ УСОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ ТЕХНОЛОГИИ ВЫПЛАВКИ СТАЛИ ЧС68 С ЦЕЛЬЮ СТАБИЛИЗАЦИИ ЕЕ СЛУЖЕБНЫХ СВОЙСТВ

Гуденко А.С., Змиенко Д.С., Корнеев А.Е.

ОАО НПО «ЦНИИТМАШ»

Работа входит в состав комплекса НИР, направленного на изучение и создание материалов для ТВС реакторов типа БН.

Статистическая обработка заводских данных о качестве и свойствах металла трубной заготовки стали 06X16N15M2Г2ТФР-ИД (ЧС68-ИД) подтвердила, что качество металла заготовок полностью соответствует требованиям действующих ТУ и возможностям заводов черной металлургии в современных условиях.

Контроль равномерности распределения легирующих элементов и избыточных фаз, не предусмотренный объемом требований действующих ТУ, выявил наличие структурной и морфологической неоднородности.

Изучение возможности термического воздействия на неоднородность структуры и химического состава стали ЧС68-ИД проведено на образцах, вырезанных из поверхностной и/или центральной

зон темплета трубной заготовки и подвергнутых гомогенизационному отжигу при температурах 1200°C продолжительностью 3 часа и 1250°C от 3 до 10 часов с последующей закалкой в воде. Влияние режимов отжига на процесс гомогенизации металла оценены методами металлографического и микрорентгеноспектрального анализа.

Качественный анализ характера микроструктуры при 100-кратном увеличении свидетельствует о существенном уменьшении неоднородности (ликвационной полосчатости) структуры отожженных образцов по сравнению с металлом трубной заготовки в состоянии поставки с ростом температуры и продолжительности гомогенизационного отжига. При этом для усиления визуальной контрастности полосчатости структуры ликвационная неоднородность металла хотя и нивелируется, но полностью не устраняется при выбранных режимах термической обработки. Следует также отметить, что эффективность гомогенизационного отжига в периферийной зоне заготовки несколько выше по сравнению с центральной, что связано с различиями текстур этих зон в исходной заготовке, обусловленной двухступенчатой схемой деформации слитка и повышенной загрязненностью центра исходной заготовки карбонитридами.

Получены результаты балльной оценки загрязненности исследуемых образцов карбонитридными включениями. Согласно полученным данным, гомогенизационный отжиг при температуре 1200°C в течение трех часов не оказал влияния на рассматриваемую характеристику. Отжиг при температуре 1250°C привел к снижению максимального балла загрязненности стали выделениями строчечного типа в результате растворения первичных карбидов (Ti, Mo)C, располагавшихся в структуре исходной заготовки, как правило, в виде строчек, и не отразился на балльной оценке точечных включений, представляющих собой нитриды и карбонитриды титана с переменным содержанием азота и углерода. При этом, как и при металлографическом исследовании ликвационной неоднородности (полосчатости), гомогенизационный отжиг оказался более эффективным для периферийной зоны, по сравнению с центральной в соответствии с указанными выше причинами.

О влиянии гомогенизационного отжига на распределение легирующих элементов в металле трубной заготовки можно судить по результатам рентгеноспектрального микроанализа. Для сравнения включены также данные, относящиеся к литому образцу, вырезанному из маркировочной вакуумной индукционной плавки. Дендритная структура этой пробы отличается от металла слитка ВДП повышенной

дисперсностью, и поэтому результаты РСМА в этом случае следует рассматривать в качестве приближенной оценки, требующей в дальнейшем уточнения.

Ликвация всех легирующих элементов в литом металле имеет положительный знак, то есть они обогащают межосные участки и обедняют оси дендритов. В результате термодформационного цикла передела слитка на трубную заготовку микронеоднородность стали уменьшается, о чем свидетельствует сравнение условных коэффициентов распределения.

Полученные результаты свидетельствуют о принципиальной возможности существенного уменьшения микронеоднородности структуры и химического состава путем использования гомогенизационного отжига в термодформационном цикле производства трубной заготовки.

ОСОБЕННОСТИ ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ В РК КОРСАР ТЕПЛООБМЕННЫХ УСТРОЙСТВ ДЛЯ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК ВВЭР-1000 (НА ПРИМЕРЕ СИСТЕМЫ БОРНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ)

Амелюшина А.Г., Еперина Л.Д.

Санкт-Петербургский государственный политехнический университет

В настоящее время проблема безопасности ядерных энергетических установок, связанная с элементами теплогидродинамики, процессами управления и надежности, сформировалась как самостоятельное научное направление. С этих позиций в данной работе сформулированы особенности численного моделирования теплообменного устройства на примере системы борного регулирования, которая обеспечивает надежную и безопасную эксплуатацию реакторных установок ВВЭР-1000. Особенность заключается в правильном построении нодализационной схемы, то есть расчетной схемы, состоящей из определенных элементов и выполненной по определенным правилам (см. рисунок). Для этого, используя руководство пользователя РК КОРСАР, на базе типовых элементов, предусмотренных в программе, произведено численное моделирование следующего теплообменного оборудования:

- регенеративный теплообменник продувки теплоносителя I контура;

- доохладитель продувки теплоносителя I контура;
- теплообменник аварийного вывода теплоносителя I контура;
- теплообменник подпиточной воды;
- деаэратор подпитки I контура.

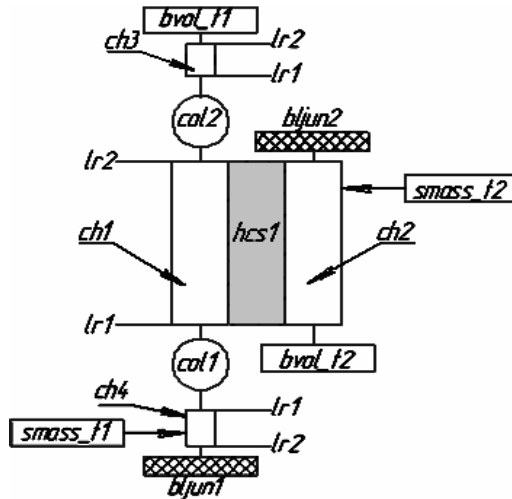


Рисунок. Нодализация схема регенеративного теплообменника продувки теплоносителя I контура

Необходимые теплотехнические параметры и геометрические характеристики использованы в соответствии с руководством по эксплуатации теплообменного оборудования.

Для верификации РК КОРСАР проведено сравнение полученных расчетных данных по температурам с паспортными данными теплообменного оборудования, а также полученных расчетных данных по коэффициентам теплоотдачи с рассчитанными по методическим указаниям коэффициентами в соответствии с [1]. Погрешности по температурам для разного теплообменного оборудования находятся в пределах 0,2÷8,5% (таблица 1), по коэффициентам теплоотдачи – 9÷17,6% (таблицы 2 и 3).

Таблица 1.

Сравнение полученных данных по температурам охлаждаемой и нагреваемой средам с паспортными данными теплообменного оборудования

Теплообменник	Тип среды	Температура, °С		Погрешность, %
		Паспорт	Расчет	
Регенеративный теплообменник продувки	а	250,6	248,9	0,7
	б	103,3	104,9	1,5
Доохладитель продувки	а	54,9	57,2	4,2
	б	72,6	70,8	2,5
Теплообменник аварийного вывода теплоносителя	а	36,1	34,3	5,0
	б	52,3	52,2	0,2
Теплообменник подпиточной воды	а	70	75,2	7,4
	б	80	86,8	8,5

Примечание: а – охлаждаемая среда; б – нагреваемая среда.

Таблица 2.

Сравнение полученных коэффициентов теплоотдачи со стороны межтрубного пространства с рассчитанными коэффициентами теплоотдачи при поперечном обтекании пучков гладких труб

Теплообменник	Коэффициент теплоотдачи, Вт/(м ² ·К)		Погрешность, %
	Методика	ПК КОРСАР	
Регенеративный теплообменник продувки	14684	16599	13
Доохладитель продувки	9095	10427	14,6
Теплообменник аварийного вывода теплоносителя	33666	30648	9

Таблица 3.

Сравнение полученного коэффициента теплоотдачи со стороны межтрубного пространства с рассчитанным коэффициентом теплоотдачи при продольном обтекании гладких труб

Теплообменник	Коэффициент теплоотдачи, Вт/(м ² ·К)		Погрешность, %
	Методика	ПК КОРСАР	
Теплообменник подпиточной воды	2586	3038	17,6

Полученные погрешности объясняются тем, что модель теплообменника выполнена как продольное обтекание пучков труб, поскольку ПК КОРСАР не предусматривает поперечное обтекание, а

также особенностями конструктивного исполнения теплообменного оборудования.

Разработанные файлы входных данных в программном комплексе КОРСАР использованы Санкт-Петербургским институтом «Атомэнергопроект» для моделирования системы борного регулирования в РК СОКРАТ.

Литература

1. РТМ 108.031.05-84.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ЛИТИЙСОДЕРЖАЩИХ ВОДНЫХ РАСТВОРОВ В ПРОЦЕССЕ ХИМИЧЕСКОЙ ОТМЫВКИ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ИХ БЕЗАВАРИЙНОЙ РАБОТЫ В ТЕЧЕНИЕ ВСЕГО СРОКА СЛУЖБЫ

Казаров Э.Г., Горбатов В.П.

Филиал ОАО «Концерн Энергоатом» «Калининская атомная станция»

В связи с принятым направлением развития атомной отрасли остро встал вопрос продления срока службы блоков на 15÷20 лет. При этом, в первую очередь, возникает вопрос о надежной и безопасной эксплуатации основного оборудования АЭС. Парогенераторы (ПГ) – одни из самых «уязвимых» элементов первого контура. Продление их срока службы является одной из первостепенных задач. Один из наиболее популярных методов – отмывка ПГ во время планово-предупредительного ремонта (ППР) от продуктов коррозии с помощью органических ингибиторов от накоплений. В таблице представлены результаты отмывки двух ПГ 3-го блока Калининской АЭС.

Как видно из таблицы, данный способ химической отмывки очень эффективен, однако на трубном пучке ПГ отсутствует защитная оксидная пленка, что является не самым хорошим показателем. Поэтому предлагается добавить дополнительный этап отмывки с помощью заполнения ПГ на некоторое время раствором LiOH при определенном температурном режиме.

Использование LiOH подтверждено опытами, проведенными на кафедре АЭС Московского энергетического института. Расчетным путем определено, что при использовании однопроцентного раствора LiOH срок службы теплообменных трубок ПГ для АЭС с реактором ВВЭР-1000

увеличивается на 35÷55%. Поставлено два опыта. Первый – при давлении, равном давлению во втором контуре ПГ, второй – при атмосферном давлении. Более успешным оказался второй опыт. Опытные данные показали увеличение срока службы образцов на 30%. При этом на поверхностном слое металла образовывалась защитная оксидная пленка.

Таблица.

Данные удельной загрязненности трубного пучка ПГ
до и после химической отмывки [1]

№ п/п	Место отбора	Удельная загрязненность, г/м ²			
		ПГ-2 до отм.	ПГ-2 после отм.	ПГ-4 до отм.	ПГ-4 после отм.
1.	Трубный пучок в районе «горячего» коллектора (200÷500 мм от коллектора)	23	0,1	11	0,1
2.	Трубный пучок в районе «горячего» коллектора (1500 мм от коллектора)	480	0,1	457	22,6
3.	Трубный пучок в районе «холодного» коллектора	23	0,15	36	0,1
4.	Трубный пучок в районе «солевого» отсека	16	0,7	20	0,1
5.	Трубный пучок в районе «горячего» торца	244	0,75	223	0,6

Учитывая технологию отмывки ПГ на Калининской АЭС и водно-химический режим во время эксплуатации блоков, модернизация процесса химической отмывки не представляет особой сложности, однако она позволит значительно увеличить срок службы теплообменных трубок ПГ, что непосредственно повлияет на безопасность работы блока в целом. Устойчивость пленки во время работы блока на мощности будет поддерживаться путем добавления в водно-химический режим 2-го контура от 3÷6 мг/кг гидроксида лития. При этом вероятный срок службы трубки ПГ может существенно возрасти, что обеспечит надежную и безаварийную работу ПГ в течение необходимого срока службы.

Литература

1. Отчет о выполнении химической отмывки парогенераторов УВ20W01 и УВ40W01 блока 3 Калининской АЭС в ППР-2007 / Комоедов Г.Ф., Щелик С.В.. – Удомля, 2007.

**МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ НА
КРУПНОМАСШТАБНОМ СТЕНДЕ ПО ИССЛЕДОВАНИЮ
РАБОТЫ ПАРОГЕНЕРАТОРА РЕАКТОРА ВВЭР
В КОНДЕНСАЦИОННОМ РЕЖИМЕ**

Морозов А.В., Калякин Д.С.

ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ им. А.И. Лейпунского»

В проектах АЭС нового поколения предусмотрен ряд пассивных систем безопасности, не требующих для своей работы источников энергоснабжения. Эти системы используют только физические процессы, такие как гравитация, естественная конвекция и др. Пассивные системы безопасности должны обеспечивать охлаждение активной зоны в течение длительного периода времени без участия оператора.

В состав пассивных систем безопасности реактора ВВЭР-1200 с РУ В-392М (АЭС-2006) входят:

- система пассивного отвода остаточного тепла от парогенератора (СПОТ ПГ);
- система гидроемкостей второй ступени (ГЕ-2);
- система аварийного газоудаления (САГ).

В случае течи в первом контуре СПОТ обеспечивает перевод парогенераторов на работу в режиме конденсации пара первого контура, поступающего в трубчатку парогенератора из реактора.

Накопление неконденсирующихся газов в трубчатке ПГ может привести к ухудшению его конденсационной способности вплоть до полного прекращения процесса конденсации – так называемого отравления ПГ. Это может ухудшить условия охлаждения активной зоны реакторной установки (РУ).

Основной составляющей газовой смеси является азот, поступающий в контур при срабатывании гидроаккумуляторов первой ступени (ГЕ-1), продукты радиолитического распада воды с содержащимся в ней гидразингидратом, а также воздух, подсасываемый из защитной оболочки через разрыв трубопровода. Для снижения влияния отравления ПГ неконденсирующимися газами на эффективность работы СПОТ предусматривается пассивная система аварийного газоудаления.

Определение необходимой эффективности данной системы требует экспериментального обоснования. Эти исследования проведены на стенде ГЕ2М-ПГ, созданном в ГНЦ РФ-ФЭИ. Стенд позволяет производить комплексное изучение функциональной работоспособности и взаимодействия новых пассивных систем.

Программа исследований включала в себя проведение трех серий экспериментов:

- эксперименты по исследованию конденсации пара в трубчатке ПГ;
- опыты по изучению влияния неконденсирующихся газов на конденсационную мощность парогенератора;
- эксперименты по изучению процессов конденсации пара в модели ПГ в присутствии неконденсирующихся газов с работающей САГ.

Стенд оснащен современными измерительными приборами, которые позволяют как при подготовке к экспериментам, так и во время их проведения регистрировать основные параметры установки: давление, температуру и расход сред первого, второго и третьего контуров.

Перед началом исследований разработана методика проведения экспериментов. В ней приведено описание выполнения опытов и последовательность действий при проведении экспериментов на чистом паре и в присутствии неконденсирующихся газов. Кроме того, описана работа основных систем стенда, включающих в себя системы поддержания давления, сбора конденсата, подачи неконденсирующихся газов и сдувки парогазовой смеси. Функционирование этих систем обеспечивает поддержание стационарного состояния установки во время опытов и позволяет получить данные с максимальной точностью. Полученные в ходе экспериментов результаты имеют как прикладное, так и фундаментальное значение.

ПРЕДОТВРАЩЕНИЕ КОРРОЗИОННЫХ ПОВРЕЖДЕНИЙ В УЗЛЕ ПРИСОЕДИНЕНИЯ КОЛЛЕКТОРА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ К ПАТРУБКУ КОРПУСА ПАРОГЕНЕРАТОРА ПГВ-1000М

Лякишев С.Л.

ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»

В 1998 г. на парогенераторе № 1 блока № 5 НВАЭС обнаружено сквозное повреждение металла в узле присоединения коллектора теплоносителя к патрубку корпуса парогенератора ПГВ-1000М (зона сварного соединения № 111 «горячего» (входного) коллектора теплоносителя). Далее аналогичные повреждения имели место и на нескольких ПГ других энергоблоков Украины и России, что заставило рассматривать проблему как системную, имеющую общие причины. Для

выявления факторов, приводящих к повреждению узла присоединения коллектора теплоносителя к патрубку корпуса парогенератора ПГВ-1000М, проведен значительный объем НИОКР. В результате проведенных НИОКР выяснено, что повреждения в данном узле протекают по механизму замедленного деформационного коррозионного растрескивания стали 10ГН2МФА (ЗДКР). Данный процесс образования коррозионно-механических трещин в стали 10ГН2МФА возможен при воздействии трех факторов: напряжений на уровне предела текучести материала; наличия коррозионно-активной среды и температуры, соответствующей минимальной пластичности.

В настоящем докладе представлены результаты проведенных НИОКР по оценке напряженного состояния в узле присоединения коллектора теплоносителя с патрубком корпуса парогенератора ПГВ-1000М, проведен анализ причин и механизмов повреждения данного узла. Рассмотрены мероприятия, направленные на исключение каждого из вышеперечисленных факторов. В связи с тем, что основным фактором, приводящим к повреждению, является наличие высоких растягивающих напряжений на внутренней поверхности узла присоединения коллектора теплоносителя к патрубку корпуса парогенератора ПГВ-1000М, основной упор сделан на снижение данных напряжений.

В результате проделанной работы разработаны специальные приспособления для установки на действующие ПГ. После установки данных устройств на ПГ происходит снижение воздействия негативных факторов и существенно повышается стойкость коллекторов в зоне сварного соединения № 111 к повреждению по механизму ЗДКР.

Таким образом, рекомендованные приспособления позволяют снизить интенсивность зарождения и развития дефектов, повышают надежность работы парогенератора и увеличивают его ресурс.

ОЦЕНКА ПОГРЕШНОСТИ 1-ГО И 2-ГО РОДА ПРИ РАСЧЕТЕ МЕТОДОМ МОНТЕ-КАРЛО

Илькович В.В.

НТУУ «КПИ»

Гальченко В.В., Макодым В.И.

ООО «Холтек Украина»

Характеристики физических процессов в ядерных установках можно определять экспериментально и теоретически. Безусловно,

реальное представление о физическом процессе (теплообмен, течение жидкости) может дать только эксперимент. Но экспериментальные исследования физических процессов на самой ядерной установке либо невозможны в принципе, либо сопряжены с большими трудностями, а создание экспериментальных стендов достаточно дорогостоящая работа, и это все равно будет лишь натурная модель, а реальный физический процесс будет аппроксимироваться через критерии подобия. На сегодняшний день существует достаточно большое количество различных компьютерных программ, которые могут выполнять расчеты переноса частиц в различных, сколь угодно сложных системах. При этом считается, что математическое моделирование на основе метода статистических испытаний (или метода Монте-Карло [1]) является наиболее точным, а получаемые результаты наиболее представительными. Компьютерные программы, созданные на основе метода Монте-Карло, применяются для решения широкого класса задач практически во всех областях науки и техники, в том числе и в области физики ядерных установок. А поскольку уровень заключений, который делается на основании расчетов, достаточно высок, то важным является понимание уровня точности получаемых результатов.

В работе рассматриваются причины возникновения погрешностей и неопределенностей вычислительного эксперимента.

Приводится краткое описание экспериментального стенда по оценке критичности [2], на котором были проведены несколько экспериментов на протяжении 1984-1986 гг. Важной особенностью проведенных экспериментов является присутствие двух материалов в активной зоне, замедляющих нейтроны: воды и графита. Различия этих экспериментальных конфигураций включали отсутствие топлива и/или воды в определенных каналах, а так же изменение обогащения топлива и положения поглощающих стержней. Созданы расчетные модели экспериментального стенда для компьютерных кодов MCNP-5 [3] и SCALE-5 [4].

Представлены результаты расчета эффективного коэффициента размножения нейтронов с использованием разного количества поколений нейтронов и количества нейтронов в поколении, а также с различными библиотеками микроскопических констант. Приводится анализ факторов, влияющих на формирование погрешности и смещения результатов расчета методом Монте-Карло от экспериментального значения.

Полученные данные еще раз подтвердили важность оценки погрешности 1-го и 2-го рода при расчете методом Монте-Карло, так как

это позволяет сделать обоснование использования расчетных данных более надежным.

Литература

1. Соболев И.М. Численные методы Монте-Карло.-М.: «Наука», 1973.
2. Validation of SCALE for Criticality Safety Analysis of VVER and RBMK Fuel Designs, NUREG/CR-6736, PNNL-1369, January 2002.
3. X-5 Monte Carlo Team. MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I-III - Los Alamos National Laboratory, New Mexico, 2003.
4. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation, NUREG/CR-0200, Rev. 6 (ORNL/NUREG/CSD-2R6), Vols. I, H, and m, May 2000. Available from Radiation Shielding Information Center at Oak Ridge National Laboratory as CCC-545.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ОТКАЗА ОТ ЖАЛЮЗИЙНЫХ СЕПАРАТОРОВ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ГОРИЗОНТАЛЬНЫМ ПАРОГЕНЕРАТОРАМ АЭС С ВВЭР

Михайлова Л.А.

Санкт-Петербургский государственный политехнический университет

Работа посвящена разработке методики оценки влажности пара на выходе из горизонтального парогенератора при отсутствии сепарационных устройств. Исследовано движение капель в пространстве над зеркалом испарения, для чего рассмотрены известные механизмы генерации капель при прохождении паром зеркала испарения, возможные аппроксимации функции распределения капель по размерам, динамика движения капель над зеркалом испарения, возможность дробления и слияния капель в паровом пространстве.

Предложена методика расчета капельного уноса, совмещающая статистическое и феноменологическое описание процесса. Сравнение результатов расчета с известными опытными данными для ПГВ к блокам ВВЭР [1] показало удовлетворительное их совпадение, что

позволило обосновать отказ от применения жалюзийных сепараторов применительно к горизонтальным парогенераторам АЭС.

Литература

1. Федоров Л.Ф., Титов В.Ф., Рассохин Н.Г.. Парогенераторы атомных электростанций. – М.: Энергоатомиздат, 1992. – 416 с.

РАСЧЕТНО-ТЕОРЕТИЧЕСКОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ УСЛОВИЙ УВЕЛИЧЕНИЯ УРОВНЯ ВИБРАЦИЙ ТВС И ВКУ ВВЭР

Проскураков К.Н., Шакирзянов Ф.Н., Каратаев В.В., Новиков К.С.,
Золотухин И.А.

Московский энергетический институт (технический университет)

Существенное повышение доли выработки электричества на АЭС потребует обеспечения эксплуатации АЭС в режимах с неполной мощностью и в большом разнообразии переходных режимов. Эксплуатация АЭС в таких условиях приведет к дополнительным низкоцикловым термическим нагрузкам на оборудование и к увеличению длительности высокоцикловых нагрузок, обусловленных повышенной вибрацией оборудования в нестационарных режимах эксплуатации. Известно, что в некоторых режимах работы с неполной мощностью реактора высокоцикловые динамические нагрузки могут возрастать [1,2].

Одновременно с задачей использования АЭС в режимах с повышенной и неполной мощностью ставится задача увеличения сроков жизни АЭС. Одной из главных задач является выявление и предотвращение условий возникновения эксплуатации, приводящих к резонансному или близкому к резонансному взаимодействию колебаний (вибраций и перемещений) тепловыделяющих элементов, тепловыделяющих сборок (ТВС), внутрикорпусных устройств (ВКУ) с колебаниями теплоносителя. В настоящее время процессы возбуждения вибраций оборудования колебаниями теплоносителя исследованы недостаточно. Опыт эксплуатации реакторов ВВЭР и PWR показывает, что ряд ВКУ подвержен значительным вибрациям. Поэтому даже для таких надежных реакторов как PWR и ВВЭР-1000, проблему надежности ТВЭЛов и ТВС нельзя считать решенной для условий их эксплуатации в переменных режимах. Приведена методика определения коэффициента

добротности (Q) акустического контура теплоносителя, которая определяет область частот акустических колебаний теплоносителя около частоты резонанса, в пределах которой имеет место увеличение уровня вибраций конструкций и пульсаций давления теплоносителя. Эта область частот подобно тому, как это принято в электротехнике, называется полосой пропускания (ПП). Данные, приведенные в работе, получены коллективом авторов, объединяющих специалистов по атомным электрическим станциям и установкам и по теоретическим основам электротехники. Приведены некоторые результаты исследования колебательных процессов в теплоносителе АЭС, опубликованные в [3]. Эти результаты получены путем использования методов электроакустического моделирования колебательных процессов в теплогидравлических системах. Особенности предотвращения резонансов связаны с выявленными причинами различий в величинах собственной частоты колебания давления теплоносителя (СЧКДТ), Q и ПП. Показано, что СЧКДТ, Q и ПП зависят от параметров теплоносителя и конструктивных особенностей реакторной установки.

Разработанные методы и алгоритмы расчета и количественные оценки СЧКДТ, Q и ПП могут быть использованы при проектировании реакторов для предотвращения условий, приводящих к резонансам, колебаний давления теплоносителя с вибрациями твэлов, ТВС и ВКУ. На основе этих оценок возможно осуществление виброакустической паспортизации оборудования, влияющего на безопасность и экономические показатели АЭС [2].

Расчетные оценки СЧКДТ, Q и ПП позволили идентифицировать причину возникновения аномально высокого уровня вибрации, обнаруженную в процессе пуско-наладочных работ. Результаты исследования указывают на возможность усовершенствования современных нормативных документов и инструкций по эксплуатации для повышения надежности и срока службы основного оборудования.

Литература

1. Проскуряков К.Н.. Виброакустическая паспортизация АЭС — средство повышения их надежности и безопасности // Теплоэнергетика. 2005, № 12., С. 30—34.
2. Аркадов Г.В., Павелко В.И., Усанов А.И.. Виброшумовая диагностика ВВЭР. М. Энергоатомиздат, 2004.

3. Способ предотвращения резонансных вибраций ТВЭЛ и ТВС ВВЭР-1000 // Проскуряков К.Н., Шакирзянов Ф.Н., Каратаев В.В., Новиков К.С., Золотухин И.А.. // Вопросы атомной науки и техники, Серия: обеспечения безопасности АЭС, Выпуск 23, ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2008.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ТВЭЛОВ С ВИБРОУПЛОТНЕННЫМ ТОПЛИВОМ ДЛЯ РЕАКТОРОВ ТИПА БН-600 МЕТОДОМ ПЕРИОДИЧЕСКИХ ИМПУЛЬСОВ

Поздеева И.Г., Круглов В.Б.

НИЯУ «МИФИ»

В настоящее время наблюдается возвращение интереса к атомной отрасли. Становится очевидным, что тепло- и гидроэлектростанции не справляются с ростом энергопотребления. Современная энергетическая ситуация требует немедленного ввода новых электростанций, отвечающих всем экономическим и экологическим требованиям. Этим требованиям отвечают атомные электростанции. Кроме того, учитывая исчерпаемость запасов природного урана, становится актуальным использование реакторов типа БН.

Проведенный анализ показывает, что в практике исследования ТФС ядерного топлива и твэлов, в основном, используются нестационарные методы. Это обусловлено их большой информативностью, слабой зависимостью от утечек тепла и высокой производительностью.

В докладе рассматривается метод определения теплофизических характеристик твэлов реактора типа БН-600. Основное внимание уделяется определению теплоемкости виброуплотненного ядерного топлива. Показано, что определение теплоемкости оптимально проводить методом периодических импульсов (МПИ) [1]. Обоснование предлагаемой методики проведено путем численного моделирования при помощи программного комплекса FLEX. Результаты численного эксперимента показывают, что точность определения теплоемкости удается существенно повысить при применении модифицированного МПИ.

Информацию по проводимости контакта топливо-оболочка можно получить, нагревая оболочку коротким импульсом тепла и анализируя скорость остывания оболочки. Полученные данные затем

можно использовать для определения теплоемкости методом периодических импульсов.

В твэлах ректоров БН объемное тепловыделение выше, чем в реакторах на тепловых нейтронах, и влияние проводимости границы топливо-оболочка может быть более ощутимо. Реактор на быстрых нейтронах позволяет получить выгорания большие, чем в реакторах на тепловых нейтронах (в перспективе порядка 150 МВт·сут/кг U). Для таких выгораний также отсутствуют данные по теплопроводности диоксида урана, контактной проводимости границы раздела топливо-оболочка, теплоемкости, полученные при измерении на отработавших твэлах. Необходимо экспериментальное изучение изменения теплопроводности контакта в ходе кампании. Таким образом, корректировка существующих [2] и разработка новых методов измерений сохраняют свою актуальность.

Литература

1. Киселев Н.П., Круглов А.Б., Круглов В.Б., Харитонов В.С.. Измерение теплофизических параметров тепловыделяющих элементов ЯЭУ методом периодических импульсов. Материалы XIII семинара по проблемам физики реакторов, Москва, 2004, с.185-186.
2. Корсун А.С., Киселев Н.П. и др.. Исследование нестационарных процессов теплопроводности в двухслойных системах при импульсном тепловыделении. Сборник научных трудов под ред. академика АН СССР В.И. Субботина «Актуальные проблемы физики ядерных и термоядерных реакторов», М., Энергоатомиздат 1991 г., с. 53-74.

АНАЛИЗ СТАРЕНИЯ ОБОРУДОВАНИЯ АЭС ПО ДАННЫМ СПЕЦИФИЧЕСКОГО ВИДА

Антонов А.В., Поляков А.А., Чепурко В.А.

*Обнинский государственный технический университет
атомной энергетики*

Родионов А.Н.

Institute for Energy, Joint Research Center

Согласно данным МАГАТЭ, по профилю выработанного календарного ресурса энергоблоков АЭС в настоящее время в эксплуатации находится 115 блоков, проработавших от 30 до 40 лет, и 213 блоков, возраст которых между 20 и 30 годами. Суммарно эти блоки представляют около трех четвертей от 438 эксплуатирующихся в мире блоков АЭС. Ввиду этого, все больше эксплуатирующих организаций ориентируются сегодня на продление проектного срока службы АЭС – это означает, что в ближайшие десять лет управление старением и продление срока службы будут ключевыми вопросами, связанными с анализом безопасности АЭС.

В работе поставлена задача оценить параметры старения оборудования и построить прогноз поведения оборудования на последующие годы. Основная сложность задачи заключается в формате входных данных, который не позволяет применить для их анализа стандартный методики.

Информация, представленная для анализа, присутствует в следующем виде. Известным является количество объектов, находящихся под наблюдением. Известны даты начала и окончания наблюдения каждой группы объектов. На временном интервале фиксируются отказы совокупности однотипных объектов. При этом наблюдаемый отказ в группе однотипных объектов не идентифицируется с каким-то конкретным объектом. Известным является только факт наступления отказа одного из совокупности однотипных объектов. За начальную точку отсчета для каждой совокупности объектов берется начало эксплуатации данной группы объектов. Статистическая информация группируется в интервалы одинаковой длины, равной одному году. Имеющаяся информация об отказах усредняется по всем объектам для получения общей характеристики – параметра потока отказов за каждый год эксплуатации. Для большинства функционирующих объектов имеют место участки неопределенности или участки с пропусками информации (на рисунке 1 эти участки обозначены серым цветом). Имеют место также интервалы, на которых информация фиксировалась не с начала года или, соответственно, не до конца года. Интервалы, на которых объект

наблюдался полностью, обозначены белым цветом. Числа в клетках означают количество отказов на данном интервале наблюдения.

3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19
						1	0	0	0	0	0	1	2	4	0	
				0	0	0	1	2	2	2	0	0	1			
				0	0	0	1	0	0	2	1	4	0			
				0	0	0	1	0	1	3	8	3	2			
							2	3	0	1	0	2	0	2	0	0
							0	2	0	2	1	1	0	0	1	0
							0	2	0	0	0	3	0	0	0	0
							1	0	0	0	2	1	1	0	1	0
							0	0	0	0	0	0	0	0	0	1
							1	0	3	0	1	1	0	1	0	0
							0	0	0	0	1	1	2	0	0	1
							0	0	0	0	0	0	0	0	2	0
				0	0	0	0	0	0	1	1	0				
		0	0	1	0	3	0	4	0	1	0					

Рисунок 1. Спецификация входной информации

Для решения поставленной задачи будем производить параметрическую оценку регрессии функции параметра потока отказов, аппроксимировав входную информацию одной из функций:

- постоянная: $\varphi(\theta; t) = Const$;
- линейная: $\varphi(\theta; t) = \theta_1 + \theta_2 t$;
- логарифмически-линейная: $\ln \varphi(\theta; t) = \ln(\theta_1) + \theta_2 t$;
- степенная (Вейбулла): $\varphi(\theta; t) = \theta_1 t^{\theta_2}$.

В предположении простейшего потока отказов, то есть количество отказов на интервале распределено согласно распределению Пуассона, для оценки параметров функциональной зависимости можно использовать следующую взвешенную сумму:

$$\chi^2(\theta) = \sum_{i=1}^s \frac{[v(\Delta_i) - \varphi(\theta; t_i) T_i]^2}{\varphi(\theta; t_i) T_i}$$

где $\varphi(\theta; t)$ – один из 4-х видов зависимостей для параметра потока отказов – $\lambda(t)$; $\Delta_1, \Delta_2, \dots, \Delta_s$ – временные интервалы оси абсцисс, $v(\Delta_i)$ – число отказов на интервале Δ_i , T_i – суммарная наработка объектов, надежность которых оценена на рассматриваемом интервале, s – количество интервалов.

Можно доказать, что такая сумма асимптотически распределена как χ^2 с s степенями свободы. Таким образом, оценкой параметров функции будет решение минимизационной задачи для $\chi^2(\theta)$.

Для нахождения доверительного интервала параметров необходимо задать его уровнем надежности (1- ϵ), а затем решить следующую систему:

$$\begin{cases} \chi^2(\vec{\theta}) \leq \mu \\ \varepsilon = \int_{\mu}^{\infty} f_{\chi^2}(t) dt \end{cases}$$

В результате решения этой системы получены эллипсы рассеяния (рисунок 2). Таким образом, после проведения всех вычислений, получены значения параметров для четырех видов функции и значения их доверительной вероятности. Вывод о присутствии старения делается на основании сравнения доверительной вероятности для $\varphi(\vec{\theta}; t) = Const$ и остальных законов распределения, с учетом значения параметра b. Также, используя полученную зависимость $\varphi(\vec{\theta}; t)$, можно прогнозировать поведение группы объектов в последующие годы эксплуатации.

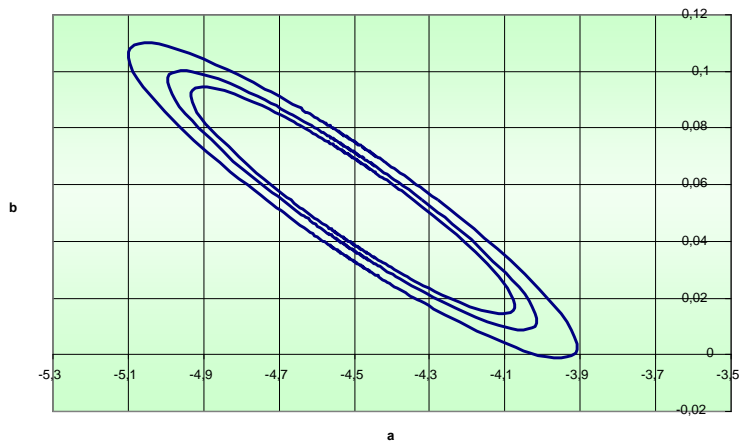


Рисунок 2. Пример эллипса рассеяния параметров оцениваемой функции

СОВМЕСТИМОСТЬ ПРОЕКТА ОПЫТНО-ПРОМЫШЛЕННОГО ЭНЕРГОБЛОКА С ТИПОВЫМ ПРОЕКТОМ АЭС НА БАЗЕ РУ СВБР-100

Мерекин С.Н., Рыженин Р.А.

ОАО «Атомэнергoproject»

В докладе обсуждается совместимость проекта опытно-промышленного энергоблока с типовым проектом АЭС на базе РУ СВБР-100, а также предлагаются компоновочные решения реакторного отделения и энергоблока в целом.

Рассмотрена возможность линейного (рядного) размещения РУ в здании ЯППУ с отказом от купольного контейнмента, что позволяет получить типовой проект, не зависящий от количества РУ в ЯППУ. Вместо полярного крана большой грузоподъемности с большим пролетом рассмотрена возможность использования козлового крана с коротким пролетом.

Перекрытие бокса РУ (отметка +10,500) является отметкой обслуживания центрального зала. В перекрытии предусмотрены люки над РУ для проведения перегрузки топлива и ремонта оборудования РУ, а также для замены РУ целиком и люки над шахтами. На отметке обслуживания вблизи стены оболочки расположены: стеллажи приводов СУЗ, контейнер перегрузочный защитный для отработавшего ядерного топлива (К-2) и контейнер перегрузочный защитный для пробки и корзины (К-1).

Полное заглубление реакторной установки с отметкой защитного железобетонного перекрытия бокса РУ на уровне нулевой отметки применительно к опытно-промышленному энергоблоку не рассматривалось, так как для этого необходимо делать котлован глубиной 18,5 метров. Размеры площадки ФЭИ не располагают большой площадью застройки, поэтому от такого решения на данном этапе пришлось отказаться, хотя, заглубляя РУ, повышается ее защищенность от внешних воздействий.

Полуподземное размещение РУ в реакторном отделении с железобетонным перекрытием бокса РУ выполняет защитную функцию и позволяет рассчитывать контейнмент (защитную оболочку) на регламентированные нормативной документацией внешние события за исключением падения самолета и других экстремальных внешних воздействий. Защитой от падения самолета как раз и является бокс РУ с железобетонным перекрытием. При разрушении защитной оболочки над боксом РУ и повреждением воздушных теплообменников системы

пассивного отвода тепла (СПОТ) отвод тепла от реактора будет производиться путем залива «сухой» шахты водой при указанной аварии. Отвод пароводяной смеси, образующейся при передаче тепла от РУ к воде, заливаемой в шахту РУ, производится в пассивную систему приема пара и парогазовой смеси и далее в атмосферу.

Применение малогабаритных реакторных установок СВБР-100 для строительства атомных станций позволяет отнести оборудование РУ, в том числе и корпус, к заменяемому оборудованию, тем самым предоставляется возможность восстановления (реновация) оборудования и продления дальнейшей эксплуатации зданий, сооружений и энергоблока до 100÷120 лет. Таким образом, промышленная площадка может быть использована и во «второй срок жизни» с новой реакторной установкой.

ИНТЕНСИВНОСТЬ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ЦИРКУЛЯЦИОННОМ КОНТУРЕ СПОТ ПГ ЛАЭС-2

Сайкова Е.Н., Балунев Б.Ф., Ильин В.А.

ОАО «НПО ЦКТИ им. И.И. Ползунова»

Система пассивного отвода тепла от первого контура через парогенераторы (СПОТ ПГ) проекта ЛАЭС-2 предназначена для отвода остаточного тепла активной зоны конечному поглотителю через второй контур при запроектных авариях. Она основана на высокой аккумуляции энергии, поглощаемой единицей объема воды атмосферного давления, при ее нагреве до температуры насыщения и последующего испарения этой воды (≈ 2600 МДж/м³). Поэтому система содержит большой объем воды атмосферного давления в баке аварийного отвода тепла (БАОТ), в нижней части которого расположены трубчатые теплообменники аварийного расхолаживания (ТОАР), во внутреннее пространство которых сверху подводится пар из ПГ, а снизу отводится конденсат, возвращаемый в ПГ. Из-за большого отличия высотных отметок размещения ТОАР и ПГ между ними возможна интенсивная естественная циркуляция (ЕЦ) пара и конденсата по контуру.

Для обоснования надежности и эффективности работы СПОТ ПГ на всех стадиях аварийного расхолаживания первого контура, на модернизированном интегральном стенде «СПОТ ПГ» ОАО «НПО ЦКТИ», по заказу ОАО «СПбАЭП», проведен ряд экспериментальных исследований, целью которых стали:

- определение экспериментальных значений коэффициента теплоотдачи при конденсации парового потока и охлаждении конденсата;
- определение эффективности работы ТОАР при сниженном уровне воды в БАОТ с частичным оголением поверхности ТОАР;
- исследование устойчивости циркуляционного контура (ЦК) СПОТ ПГ на конечной стадии аварийного процесса при низких давлениях пара в парогенераторе;
- определение влияния неконденсирующихся газов на эффективность работы ТОАР.

Интегральный стенд «СПОТ ПГ» - крупномасштабная модель с практически натурными вертикальными размерами и натурными коэффициентами гидросопротивления отдельных узлов пароконденсатного контура (см. рисунок). Для генерации пара создан дополнительный парогенерирующий контур, имеющий парогенератор (1) (общий с основным ЦК), циркуляционный насос (2), трубу Вентури (3), нагреватели (4, 5). Пароконденсатный контур включает: ПГ (1), паропровод (6) от ПГ, БАОТ (7) с ТОАР (8), трубопровод конденсата (9), труба Вентури (10) с дроссельной шайбой, запорный вентиль (11).

Эксперименты проведены при пяти диаметрах дроссельных шайб, установленных в конденсатной линии в широком диапазоне изменения давления в ПГ $p=0,34\div 7,7$ МПа. Так созданы условия от полного опорожнения ТОАР, от уровня конденсата в его пределах, то есть его работы в режиме пленочной конденсации, до значительной степени заполнения ТОАР конденсатом и работе более 50% его поверхности в режиме охлаждения конденсата.

На основе анализа результатов 139 стационарных экспериментов определены граничные параметры пульсационной зоны (зафиксированы низкочастотные пульсации с периодом около 50 сек.), которая связана лишь с особенностями конструкции модельного контура ЕЦ (горизонтальный участок конденсатопровода длиной 9,5 м) и не влияет на устойчивую работу ТОАР.

Определены экспериментальные значения коэффициента теплоотдачи при конденсации парового потока и охлаждении конденсата, позволяющие разработать соответствующие замыкающие соотношений при рассматриваемом диапазоне параметров (отводимая мощность $N=0,12\div 7,77$ МВт).

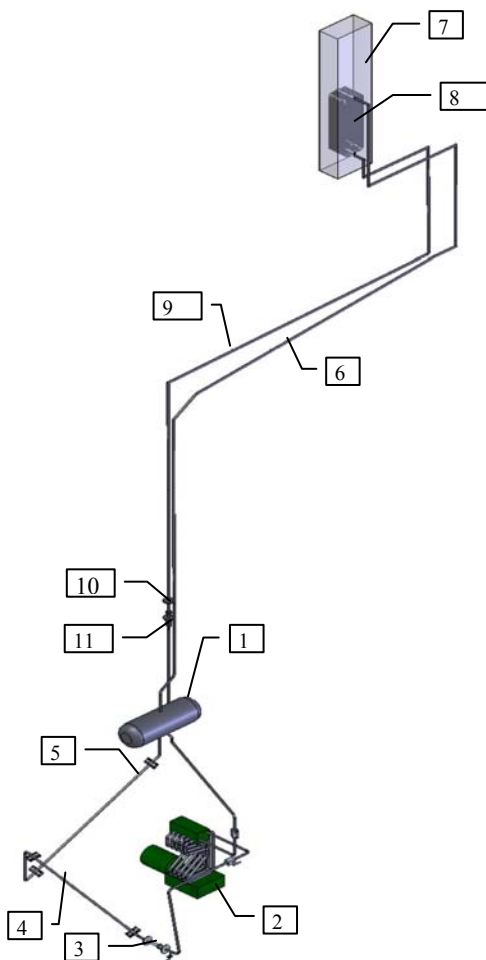


Рисунок. Схема интегрального стенда СПОТ ПГ

Определены влияния неконденсирующихся газов на эффективность работы ТОАР и распределение этих газов по ЦК. Проведены три серии опытов при среднем газосодержании (воздух) на суммарную массу теплоносителя в ЦК (300, 600 и 1200) $\text{см}^3/\text{кг}$. При

допущении термодинамического равновесия парогазовой смеси в ТОАР разработаны соотношения по относительному изменению интенсивности теплоотдачи как функция среднего парциального давления воздуха в ТОАР.

Для определения эффективности работы ТОАР при сниженном уровне воды в БАОТ с частичным оголением поверхности ТОАР проведены опыты при уровне воды в БАОТ относительно оси нижнего коллектора $h=0,34\div 1,72$ м при вертикальном расстоянии между осями коллекторов ТОАР 2,28 м.

Выявлено определенное локальное повышение физического уровня в баке в районе ТОАР, что приводило к меньшей степени снижения мощности ТОАР по сравнению с ожидаемой по пропорции $N_h/N_{\text{полн}}=H_h/H_{\text{полн}}$, где N_h ; H_h и $N_{\text{полн}}$; $H_{\text{полн}}$, соответственно, мощность ТОАР и его теплоотдающая поверхность при уровне h и полном покрытии охлаждающей водой поверхности ТОАР. При анализе использованы данные лишь при работе ТОАР в режиме пленочной конденсации.

Полученные экспериментальные данные будут использованы для верификации соответствующих теплогидравлических кодов для обоснования надежности работы и безопасности АЭС (проект ЛАЭС-2).

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ДИОКСИДА УРАНА С ПИРОУГЛЕРОДОМ В ОБРАЗЦАХ МИКРОТВЭЛОВ ПРИ ИХ ОБЛУЧЕНИИ НА ИМПУЛЬСНОМ РЕАКТОРЕ БИГР

Тесаловский Н.А., Кустова Г.П., Лычагин А.К., Макарова Т.В., Сажнов В.В.

РФЯЦ-ВНИИЭФ

Ядерное топливо на основе микровэлов (сферических топливных частиц с многослойными защитными покрытиями) является в настоящее время основным вариантом для высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов и, кроме того, представляет интерес в качестве компонента для активных зон перспективных мощных импульсных реакторов.

Одной из составляющих, которые влияют на уровень безопасности установки и ресурс работы топлива, является химическая стабильность топливной композиции в условиях нормальной эксплуатации и в аварийных условиях.

В докладе описаны эксперименты по определению методом газовой хроматографии количества газообразного монооксида углерода, образующегося в результате химического взаимодействия диоксида урана керна с пироуглеродом буферного слоя в микротвэлах при их импульсном облучении на реакторе БИГР [1].

Представлены результаты для импульсов с различными параметрами (длительность, энергосодержание в керне). На основании экспериментальных данных выполнены оценки величин, характеризующих процесс взаимодействия, и сформулирован ряд предположений о закономерностях его протекания.

Литература

1. Колесов В.Ф.. Апериодические импульсные реакторы. Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 1999. – 1032 с.

РАСЧЕТ ПАРАМЕТРОВ ЗАКОНОВ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ С УЧЕТОМ ЦЕНЗУРИРОВАННЫХ ДАННЫХ

Юшев А.Б., Антонов А.В.

*Обнинский государственный технический университет
атомной энергетики*

Во время эксплуатации атомных станций определяющими факторами являются вопросы надежности и безопасности. Важнейшими составляющими системного анализа надежности технического объекта являются технологический анализ истории эксплуатации объекта и количественный анализ его безотказности и ремонтпригодности. При оценке и анализе надежности современных технических средств важное место отводится количественным методам определения показателей надежности. В силу вероятностной природы показателей надежности, методы их оценки носят, как правило, статистический характер. Как и во всех статистических исследованиях, при анализе надежности возникает противоречие между требованиями к оперативности получения результатов анализа и их стоимости, с одной стороны, и требования к объему и продолжительности наблюдения за объектом исследования с другой. Это заставляет сокращать время проведения специальных испытаний и широко использовать данные, полученные при эксплуатации исследуемых технических средств.

По мере роста надежности технических средств, все чаще возникают ситуации, когда определенная часть испытуемых или контролируемых систем не отказывала за период наблюдения, а другая часть отказывала, причем моменты их отказов точно не известны. В таких случаях возникает необходимость проведения статистического анализа надежности на основе специфических выборок, основной особенностью которых является отсутствие сведений о моментах отказов части контролируемых изделий. Это явление носит название цензурирование данных, а полученные в результате выборки носят название цензурированных выборок (ЦВ).

Данная работа посвящена изучению зависимости распределения наработки до отказа объектов от поясняющих переменных (ковариант) в случае двухмерной модели Гумбеля.

Пара (X, Y) положительных случайных величин, которые объясняют, например, продолжительность безотказной работы технической системы, состоящей из двух компонент. Совместное поведение X и Y обычно выражается в терминах совместной плотности вероятности $p(X, Y)$ случайного вектора (X, Y) или в терминах его совместной функции надежности (вероятности безотказной работы):

$$P(x, y) = \mathbf{P}\{X > x, Y > y\} = \int_x^\infty \int_y^\infty p(u, v) du dv, \quad x > 0, \quad y > 0.$$

Функция

$$F(x, y) = \mathbf{P}\{X \leq x, Y \leq y\} = 1 - P(x, y), \quad x > 0, \quad y > 0,$$

является совместной функцией распределения случайного вектора (X, Y) .

Первое семейство двумерных распределений Гумбеля задается в терминах функции распределения:

$$F(x, y) = \mathbf{P}\{X \leq x, Y \leq y\} = 1 - P(x, y), \quad x \geq 0, \quad y \geq 0,$$

случайного вектора (X, Y) . Согласно первой модели Гумбеля функция распределения вектора (X, Y) принадлежит однопараметрическому семейству функций распределения:

$$F(x, y) = 1 - e^{-x} - e^{-y} + e^{-x-y-\alpha xy}, \quad x \geq 0, \quad y \geq 0, \quad 0 \leq \alpha \leq 1,$$

имеющему одно и то же стандартное экспоненциальное распределение в качестве маргинальных распределений для компонент X и Y . Очевидно, что X и Y независимы при $\alpha=0$. Параметр α называется параметром ассоциативности или параметром связи. Этот параметр характеризует степень зависимости (корреляции) между случайными величинами X и Y .

Согласно второй модели Гумбеля рассматривается следующее однопараметрическое семейство двумерных функций распределения:

$F(x, y) = 1 - e^{-x} - e^{-y} + \exp\{-(x^\alpha + y^\alpha)^{1/\alpha}\}$, $x \geq 0$, $y \geq 0$, $\alpha \geq 1$, также имеющее стандартное экспоненциальное распределение в качестве маргинальных распределений для компонент X и Y . В случае $\alpha=1$ случайные величины X и Y независимы.

Данные методические разработки используются при анализе статистических данных об эксплуатации оборудования АЭС. В докладе представлены результаты обработки статистической информации, проведен анализ данных.

ПРИМЕНЕНИЕ НЕЙРОСЕТЕЙ ДЛЯ КЛАСТЕРИЗАЦИИ И УПОРЯДОЧЕНИЯ ДАННЫХ ВНУТРИРЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ ТВС

Янчук В.В.

ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»

При анализе данных реакторных ресурсных испытаний возникает необходимость сопоставления условий облучения испытываемых элементов конструкций перспективных активных зон по нейтронно-физическим и теплогидравлическим характеристикам. Такое сопоставление особенно важно при проведении сравнительных испытаний отличающихся элементов конструкции активных зон. Для примера, на рисунке представлено распределение по параметрам облучения (плотности осколков деления V и флюенсу быстрых нейтронов F с энергией выше 0,5 МэВ) для 11 типов ТВС, отличающихся конструктивно или по составу.

Для удобства и наглядности приводимых результатов, в настоящей работе выделены ТВС, облучаемые в условиях с максимальными для всех конструкций значениями флюенса быстрых нейтронов (со значениями флюенса превышающими $0,9 F_{\max}$, где F_{\max} – максимальное значение F для каждого соответствующего типа).

На данном простом примере наглядно видно разбиение испытываемых ТВС по различающимся группам (кластерам), характеризуемым близкими значениями параметров испытаний. В общем случае, когда необходимо анализировать всю совокупность данных по условиям испытаний с привлечением также дополнительных параметров, таких как температуры облучения, наглядные представления об идентичности условий испытаний перестают работать и возникает

необходимость привлечения специальных математических методов для обработки результатов реакторных ресурсных испытаний.

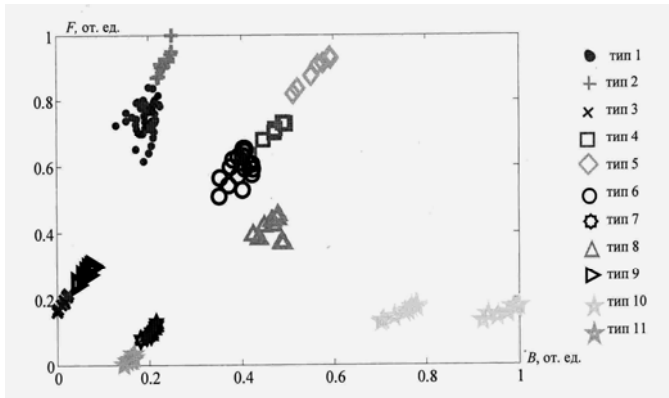


Рисунок. Распределение анализируемых ТВС по конструктивным типам в плоскости параметров F, B

В настоящей работе изучены возможности применения различных типов самоорганизующихся нейросетей (слоя Кохонена, одномерной и двумерной карт Кохонена [1]) для решения задач кластеризации, а также и упорядочивания данных по условиям проведения ресурсных реакторных испытаний ТВС с различными конструктивными типами твэлов. Выбор типов нейросетей и их параметров является необходимым этапом для проведения нейросетевого анализа данных ресурсных испытаний перспективных конструкций ТВС.

Сформированная обучающая последовательность для рассмотренного выше примера использовалась для анализа различных типов самоорганизующихся нейросетей.

Результаты работы показывают:

- возможность эффективного использования рассмотренных самоорганизующихся нейронных сетей для кластеризации и упорядочения данных по условиям проведения реакторных испытаний ТВС;
- существенное влияние на процедуру и результат обучения нейросети значений параметров обучения (скорости настройки, функции описания топологии), а также и выбора начального значения генератора случайных чисел, используемого в процессе обучения;

- необходимость проведения предварительной работы для выбора типа и значений параметров нейросети для решения различных частных задач по анализу данных ресурсных испытаний;
- возможность получения взаимно дополняющей информации при использовании различных типов нейросетей и нейросетей с различным числом нейронов;
- возможность выделения группы кластеров с подобием в распределении ТВС по условиям облучения.

Это позволяет анализировать данные группы, как единую статистическую выборку после проведения соответствующих автомодельных преобразований параметров облучения.

Литература

1. Медведев В.С., Потемкин В.Г.. Нейронные сети. Matlab 6,- М.: ДИАЛОГ-МИФИ, 2002. – 496 с.

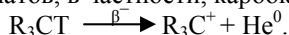
**Секция
«Перспективные
приложения ядерных
технологий»**

ТРИТИЙ В РЕШЕНИИ ПРОБЛЕМ КОРОТКОЖИВУЩИХ ИНТЕРМЕДИАТОВ

Алферова А.А., Кочина Т.А., Синотова Е.Н.

Санкт-Петербургский государственный университет

Исследование химических последствий, вызываемых ядерными превращениями, является одним из интереснейших направлений современной радиохимии. Так, изучение на кафедре радиохимии Санкт-Петербургского государственного университета химических последствий β -распада трития, введенного в молекулы углеводов, привело к созданию уникального ядерно-химического метода генерирования реакционных интермедиатов, в частности, карбокатионов (R_3C^+):



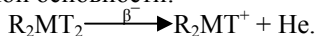
Уникальность метода заключается в возможности генерирования свободных (без противоиона и сольватной оболочки) катионов желаемого состава и строения со строго фиксированной локализацией заряда как в газовой фазе в широком диапазоне давлений, так и в конденсированной фазе.

Особое значение приобретает создание и разработка этого метода для генерирования аналогичных катионов R_3M^+ ($M=Si, Ge, Sn$) тяжелых элементов 14 группы и исследования их превращений. Являясь ключевыми интермедиатами многих реакций, кремний-, германий- и оловоорганические соединения - эти ионы остаются малоизученными. Интерес к этим реакционноспособным частицам объясняется еще и тем, что им принадлежит важная роль в проблемах экологии, в том числе канцерогенеза и мутагенеза.

Несмотря на то, что в газовой фазе существование катионов R_3M^+ убедительно доказано, идентификация их в конденсированной фазе является одной из сложнейших задач. Уникальная способность кремния и его аналогов к расширению координационной сферы приводит к тому, что ионы R_3M^+ имеют повышенную тенденцию образовывать комплексы с любого рода нуклеофилами, включая противоион и молекулы растворителя. Именно поэтому традиционные физико-химические методы оказались непригодными для генерирования и изучения реакций катионов R_3M^+ в конденсированной фазе.

Ограничения, которые неизбежны при получении и изучении ионов всеми ранее разработанными методами, снимаются при использовании ядерно-химического метода. Использование данного метода позволило генерировать металлцентрированные катионы R_3M^+

(M=Si, Ge, Sn) и изучить радиохимическим методом их реакции с нуклеофилами различной основности:



Необходимость использования как минимум двукратно меченых источников обусловлена тем, что один атом трития, распадаясь, рождает катион, а второй сохраняется и является меткой, которая позволяет следить за дальнейшей судьбой образовавшегося катиона. Детектирование продуктов реакции по радиоактивности позволяет абстрагироваться от продуктов радиолиза, являющихся немечеными.

Данный разработанный ядерно-химический метод позволяет, работая с наноконцентрациями реагентов, получать информацию, которая недоступна другими методами.

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ИМПУЛЬСНЫХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ ДЛЯ ЗАДАЧ НЕЙТРОННОЙ ТЕРАПИИ

Бекетов Е.Е., Корякин С.Н., Баранов А.П., Исаева Е.В., Лычагин А.А., Ульяненко С.Е.

ГУ МРНЦ РАМН

Дистанционная нейтронная терапия – один из методов борьбы со злокачественными новообразованиями, резистентными к фотонному излучению. Источниками нейтронов для данной терапии могут быть ядерные реакторы, ускорители и нейтронные генераторы. Эффективность клинического использования реакторов доказана в ГУ-МРНЦ РАМН результатами лечения 500 больных со злокачественными новообразованиями на реакторе БР-10 (ГНЦ РФ ФЭИ, г. Обнинск). Однако, до сих пор, накоплено мало данных по оценке эффективности использования импульсных реакторов для нейтронной терапии. Цель работы - изучение биологической эффективности импульсного нейтронного реактора БАРС-6 (ГНЦ РФ ФЭИ) на колониобразующий потенциал костного мозга мышей и по критерию выживаемости мышей.

Колониобразующий потенциал костного мозга мышей оценивался методом селезеночных экзocolоний (КОЕ-с). В опытах использованы мыши-самцы $C_{57}V_6$ массой 21÷23 г. Животные облучены тотально смешанным гамма-нейтронным излучением на реакторе БАРС-6 в двух режимах: однократное (~70 мкс) облучение со сверхвысокой мощностью дозы порядка $10^4 \div 10^5$ Гр/с (импульсный режим) и

стационарное облучение в течение 1 часа (непрерывный режим). Диапазон исследуемых доз: $0,2 \div 1$ Гр.

По полученным данным найдены величины относительной биологической эффективности (ОБЭ) нейтронов для импульсного и непрерывного режимов при 37% выживаемости. ОБЭ импульсного нейтронного излучения составила - 2,1; непрерывного – 2,8. Так же найдены величины ОБЭ, соответствующие дозе 2 Гр стандартного гамма-излучения (доза 2 Гр является разовой дозой при фракционированной лучевой терапии). ОБЭ при дозе 2 Гр составили 2,4 и 3,1 для импульсного и непрерывного режимов.

Таким образом, результаты экспериментов показали большую биологическую эффективность непрерывного гамма-нейтронного излучения реактора БАРС-6 по сравнению с однократным воздействием со сверхвысокой мощностью дозы. Можно предположить, что при импульсном режиме воздействий происходит эффект насыщения повреждений.

Вторая часть экспериментов – изучение биологической эффективности импульсного реактора БАРС-6 по критерию выживаемости мышей. В опытах использованы мыши-самцы СВА массой 22-24 г. Облучение животных проводилось в двух режимах на расстояниях 4,5, 5,0, 5,5 и 6,5 м от активных зон реактора. Диапазон исследуемых доз от 2,5 до 5 Гр. Контрольные группы животных подвержены воздействию стандартного гамма-излучения ^{60}Co .

Значения $LD_{50/30}$ (летальная доза, приводящая к 50% гибели в течение 30 дней) для импульсного режима составила 3 Гр, для непрерывного – 4,2 Гр. Вычислены значения ОБЭ нейтронов для костномозгового синдрома: 3 и 1,9 для импульсного и непрерывного режимов соответственно (с учетом вклада гамма-излучения в суммарную дозу).

Таким образом, сравнение двух режимов облучения на реакторе БАРС-6 по критерию выживаемости мышей в течение 30 суток показало, что воздействие со сверхвысокой мощностью дозы в 1,5 раза более эффективно по сравнению с непрерывным воздействием.

В целом, полученные результаты свидетельствуют о целесообразности проведения исследований эффективности импульсного нейтронного излучения с целью дальнейшего использования импульсных нейтронных установок для лечения онкологических больных.

РАСЧЕТНАЯ СХЕМА АТМОСФЕРНОЙ УДАРНОЙ ТРУБЫ ДЛЯ ИЗУЧЕНИЯ ПРОЦЕССОВ КУМУЛЯЦИИ ЭНЕРГИИ

Вишняков А.Ю., Мелешкин Н.В., Юрина И.А.

ФГОУ ВПО «СарФТИ»

Явление кумуляции энергии играет существенную роль в газодинамических процессах, связанных с попытками достижения высоких и сверхвысоких плотностей энергии, например, в инерционном термоядерном синтезе. Поэтому ознакомление с проблемами кумуляции студентов СарФТИ является актуальной задачей.

В СарФТИ разрабатывается комплекс экспериментально-расчетного моделирования для изучения проблем нестационарной газодинамики. Этот комплекс будет использован для проведения лабораторных работ по газодинамике студентами СарФТИ. В состав комплекса входят:

- набор экспериментальных лабораторных методов исследования нестационарных газодинамических течений на основе атмосферной ударной трубы (заявка на патент РФ №2008130214 от 21.07.08);
- комплекс программ MASTER Professional, предназначенный для численного моделирования газодинамических процессов.

При помощи программного комплекса MASTER разработана расчетная схема атмосферной ударной трубы для изучения процессов кумуляции энергии при соударении плоских слоев.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА КРИСТАЛЛИЗАЦИИ СТЕКОЛ СОСТАВА ЭВЛИТИНА В СИСТЕМЕ $\text{Bi}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$

Ворончихина М.Е., Горашенко Н.Г.

Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева

Висмутсодержащие монокристаллы привлекают внимание своими свойствами – показателем преломления, высокой плотностью, радиационной стойкостью, электрооптическими фоторефрактивными характеристиками [1-4]. Кристаллы со структурой эвлитина $\text{Bi}_4\text{Si}_3\text{O}_{12}$ и $\text{Bi}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$ обладают рядом свойств, которые позволяют выделить эти материалы как весьма перспективные для ряда применений, в том числе и для использования в качестве скинтилляционных [2, 3]. Как

сцинтилляционный материал $\text{Bi}_4\text{Si}_3\text{O}_{12}$ обладает более высокими быстродействием и радиационной стойкостью [3] по сравнению с $\text{Bi}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$. Создание оптически прозрачного стеклокристаллического материала в системе $\text{Bi}_2\text{O}_3\text{--SiO}_2$, обладающего технологичностью стекол и свойствами, близкими к свойствам кристаллов эвлитина, может решить задачу получения дешевого высокотехнологичного сцинтилляционного материала.

Использован распространенный метод получения стеклокерамики посредством термообработки исходных стекол состава $2\text{Bi}_2\text{O}_3\text{--}3\text{SiO}_2$ при температурах, лежащих внутри интервала их кристаллизации (температура начала кристаллизации, $T_c=390^\circ\text{C}$, температура максимальной кристаллизации $T_p=525^\circ\text{C}$), определенных по зависимости КТР стекла от температуры.

Режим термообработки выбран экспериментальным путем, выдерживая образцы стекол при различных температурах внутри интервала кристаллизации и изменяя время выдержки. Термообработка в течение более 20 часов при 480°C и 520°C не вела к ухудшению оптического качества образцов, но на рентгенограммах возникали пики небольшой интенсивности, соответствующие фазе эвлитина.

Сравнительные характеристики полученных образцов и кристаллов того же состава приведены в таблице 1.

Таблица 1.

Сводная таблица сравнительных характеристик полученных образцов:
стеклокерамики, стекла и кристалла

Образец	Микротвердость, кг/мм ²	Плотность, ρ , г/см ³	Показатель преломления
Стекло	470	5,8	1,81
Стекло-кристалл ($T=480^\circ\text{C}$)	530	6,2	2,01
Стекло-кристалл ($T=520^\circ\text{C}$)	550	6,3	2,03
Кристалл	570	6,6	2,10

Из приведенных значений видно, что полученный стеклокристаллический материал приближается по своим свойствам к кристаллу.

Возрастание величин плотностей стекол после термообработки косвенно подтверждает образование кристаллической фазы, поэтому можно рассчитать количество кристаллической фазы из значений показателя преломления (таблица 2).

Точность при определении показателя преломления методом Лодочникова выше, чем при определении плотности гидростатическим методом, поэтому такой ориентировочный подсчет может оказаться более точным.

Таблица 2.

Содержание кристаллической фазы и размеры кристаллитов в образцах

Образец	Объемная доля кристаллической фазы, рассчитанная через плотность, %	Объемная доля кристаллической фазы, рассчитанная через показатель преломления, %	Размер кристаллитов, нм
Стекло-кристалл 480°C	46,8	68,4	30
Стекло-кристалл 520°C	56,3	75,9	15

По данным РФА рассчитаны средние размеры кристаллитов в стеклокерамических образцах (таблица 2). Расчет проводился по формуле Шеррера.

Получены образцы прозрачной стеклокерамики оптического качества с размерами кристаллитов от 15 нм до 30 нм и содержанием кристаллической фазы более 50%.

Механические и оптические характеристики образцов повышаются в ряду стекло - стеклокерамика - монокристалл и для стеклокерамики – с ростом температуры и длительности термообработки.

Литература

1. Горашенко Н.Г.. Исследование возможности существования некоторых свойств стекол в системах $\text{Bi}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-Nd}_2\text{O}_3$, $\text{Bi}_2\text{O}_3\text{-B}_2\text{O}_3\text{-Nd}_2\text{O}_3$. // Н.Г. Горашенко, А.А. Майер, Т.В. Мищенко. – Труды МХТИ им. Д.И. Менделеева, «Силикаты», вып. 76 – 1973.
2. Yiting F. Vertical Bridgman Growth and Scintillation Properties of Doped $\text{Bi}_4\text{Si}_3\text{O}_{12}$ Crystals/ Yiting F., Renying S., Shiji F., Jiayue X. – Cryst. Res. Technol. 34 (9). 1999. 1149–1156 pp.
3. Ishii M. Development of BSO ($\text{Bi}_4\text{Si}_3\text{O}_{12}$) crystal for radiation detector/ M. Ishii, K. Harada, Y. Hirose and all. – Optical Materials 19 (2002), 201–212 pp.
4. Ломонов В.А.. Кандидатская на соискание ученой степени к.х.н. М: МХТИ им. Менделеева. –1979.– 168 с.

РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКИЙ СИНТЕЗ ФИЗИОЛОГИЧЕСКИ АКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ ИЗ ПОЛИСПИРТОВ

Иванова Е.В., Юдин И.В.

*Санкт-Петербургский государственный технологический институт
(технический университет)*

Одной из современных тенденций развития ядерных технологий является постоянное расширение области их применения, которая все дальше выходит за рамки производства электроэнергии. Ионизирующее излучение все чаще используется для улучшения потребительских свойств продукции медицинского назначения. Во многих странах применяется радиационная стерилизация изделий медицинской промышленности и деконтаминация некоторых лекарственных форм препаратов (мази, присыпки, капли). Однако положительное влияние облучения на фармакологическую активность пока зафиксировано лишь в случае с лекарственным средством Витамедин-М (Рег. уд. № 97/202/4), производимого из натурального пчелиного меда [1].

Этот факт возродил интерес к изучению структуры и закономерностей образования продуктов радиолитического распада углеводов и родственных соединений.

Результаты сопоставления данных о влиянии различных факторов на гепатопротекторную и противовирусную активность Витамедина-М с одной стороны, и на количественный и качественный состав продуктов его радиолитического распада с другой стороны, позволили обнаружить корреляцию физиологической активности облученного препарата с содержанием в нем карбонильных производных углеводов – β-дикарбонильных молекул в енольной форме (кетолов) [2].

Чтобы уменьшить число факторов, затрудняющих логический анализ результатов эксперимента, в качестве объектов исследования выбраны не моносахариды, а полиспирты, структура которых не осложнена присутствием полуацетального кислородного атома. Ими стали линейные полиспирты – глицерин и ксилит, а также циклический полиспирт – мезо-инозит, который условно можно считать промежуточным объектом при переходе от полиспиртов к углеводам. Облучению подвержены водные (10^{-2} М), щелочные (рН=11) и кислые (рН=3) растворы полиспиртов.

В ходе изучения процессов образования β-дикарбонильных продуктов радиолитического распада выявлены основные факторы, влияющие на их содержание в объектах исследования: исходная концентрация и химическая структура вещества, рН раствора и величина поглощенной дозы гамма-излучения.

Установлены два основных механизма образования кетолов различного строения (в том числе малонового диальдегида (МДА)):

- дегидратация гидроксиалкильных свободных радикалов с последующим отщеплением радикального фрагмента и молекулы МДА;
- диспропорционирование дегидратированных свободных радикалов с образованием молекул оксикетона и β -дикарбонильного соединения.

Обнаруженные закономерности изучаемых процессов позволяют целенаправленно изменять содержание кетолов в облучаемых растворах и открывают возможность для разработки радиационной технологии получения физиологически активных веществ из природного сырья, содержащего полиспирты.

Литература

1. Юдин И.В., Гальцев Ю.В. /Использование радиационной технологии для приготовления лекарственного средства Витакедин-М// X Международная научно-техническая конференция «Наукоемкие химические технологии – 2004». Волгоград, 7-10 сентября 2004 г. Тез. Докл. Волгоград РПК «Политехник». 2004 г. Т. 1, с. 343.
2. Иванова Е.В., Юдин И.В.. Непредельные продукты радиолиза углеводов – новый класс физиологически активных соединений// Тез. докл. XVIII Менделеевского съезда по общей и прикладной химии. Т. 4.- М.: Граница, 2007, с. 409.

ПРИМЕНЕНИЕ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ ДЛЯ МОДИФИЦИРОВАНИЯ ТРЕПЕЛА

Красикова Е.А., Китаева Н.К., Казеко Е.П.

*Обнинский государственный технический университет
атомной энергетики*

Экологическое состояние окружающей среды ухудшается вследствие различного рода твердых, жидких и газообразных отходов, ежедневно выбрасываемых в окружающую среду без надлежащей их очистки и обезвреживания.

Из всех известных способов очистки воды единственным способом, обеспечивающим ее глубокую очистку до любой степени чистоты и практически от всех видов загрязняющих веществ, является сорбционная очистка. Наибольшее применение для сорбционной очистки нашли углеродные сорбенты – активированные угли. Однако препятствием к широкому применению углеродных сорбентов является их дороговизна и дефицит, обусловленный недостатками существующих технологий.

В качестве альтернативы вместо углеродных сорбентов возможно использование других более дешевых и доступных неорганических сорбентов, например, трепела. Трепел – это природный сорбент, содержащий до 80% активного кремнезема и почти лишенный органических остатков. Крупнейшее в России Зикеевское месторождение трепела расположено в Жиздринском районе Калужской области. Обладая достаточно развитой внешней поверхностью, трепел характеризуется низкой пористостью и невысокими ионообменными свойствами. Следовательно, прежде чем использовать трепел, его необходимо активировать. Таким образом, разработка новых способов модифицирования трепела с целью получения на его основе высококачественных сорбентов является актуальной задачей.

Из литературы известно, что под действием различных видов ионизирующего излучения сорбционная активность многих сорбентов возрастает. В работе изучена возможность применения гамма-излучения для модифицирования трепела.

Используемый в работе трепел модифицирован гамма-облучением на воздухе при температуре $20\div 25^{\circ}\text{C}$ дозой $0,5\text{ МГр}$.

В процессе работы исследовано влияние гамма-излучения на:

- удельную поверхность сорбента;
- величину максимальной адсорбции ионов железа (III), марганца (II), меди (II) и сульфат-ионов на сорбентах;
- возможность очистки воды от солей жесткости, ионов железа (III), марганца (II), меди (II), сульфат-ионов и хлорид-ионов.

Проведен анализ состава трепела до и после гамма-облучения на ^{60}Co методом ИК-спектроскопии. Показано, что состав трепела в результате модифицирования не изменился.

Измерена удельная поверхность сорбентов, которая составила для исходного трепела – $41\pm 2\text{ м}^2/\text{г}$, для модифицированного трепела – $40\pm 2\text{ м}^2/\text{г}$ по сравнению с $537\pm 27\text{ м}^2/\text{г}$ для активированного угля марки БАУ и $585\pm 29\text{ м}^2/\text{г}$ для кокосового угля.

Измерена максимальная адсорбция ($a_{\text{макс}}$) ионов железа (III), марганца (II), меди (II) и сульфат-ионов на сорбентах. Получено, что адсорбция ионов железа (III) и меди (II) протекает одинаково на всех изучаемых сорбентах – максимальная адсорбция составляет $2,88 \pm 0,02$ мг/г и $2,17 \pm 0,03$ г/г соответственно. Сульфат-ионы более эффективно удерживаются модифицированным трепелом ($a_{\text{макс}}=0,81$ мг/г), чем исходным трепелом ($a_{\text{макс}}=0,46$ мг/г). По ионам марганца (II) наблюдается увеличение их концентрации после адсорбции на исходном и модифицированном трепеле, что, вероятно, связано с наличием этих ионов в сорбентах.

Проведена очистка водопроводной воды исходным и модифицированным трепелом и показано, что с помощью трепела можно так же эффективно, как и угольными сорбентами очищать воду.

Радиационная прививочная сополимеризация относится как к радиационной полимеризации, так и к разделу радиационной химии, изучающему действие ионизирующего излучения на полимеры. Действительно, она включает два последовательных процесса: образование при облучении активных центров в полимере и полимеризацию прививаемого мономера на поверхности и в приповерхностных слоях облученного или облучаемого полимера. Радиационная прививочная полимеризация в различных ее вариантах используется для модифицирования многих полимерных материалов: пленок, волокон, тканей, порошков, блок-сополимеров, латексов.

За последние годы проведены значительные работы по применению радиационной прививочной полимеризации для получения сорбентов с целью извлечения небольших количеств ионов металлов из водных растворов. В качестве основного полимера используются дешевые и достаточно хорошо освоенные промышленностью полиолефиновые порошки или волокна.

Цель данной работы - изучение закономерностей модифицирования порошка полиэтилена полиакриловой кислотой методом прививочной полимеризации.

Модифицирование проводилось в две стадии:

- облучение порошка полиэтилена на ^{60}Co гамма-установке на воздухе для образования в полимере перекисных групп;
- прививочная полимеризация акриловой кислоты на порошок полиэтилена.

В процессе работы исследовано:

- влияние размера частиц порошка полиэтилена в интервале от 0,05 до 2 мм на изменение доли гель-фракции при γ -облучении;

- влияние дозы облучения на изменение доли гель-фракции при γ -облучении;
- влияние размера частиц порошка полиэтилена на предельную степень прививки;
- влияние размера частиц порошка полиэтилена на ионообменные свойства модифицированного порошка полиэтилена.

При изучении порошков полиэтилена с различным диаметром частиц установлено, что доля гель-фракции не зависит от размера частиц. Также получено, что с увеличением дозы γ -облучения от 50 до 150 кГр доза гель-фракции изменяется от ~50 до 65%. После γ -облучения размер частиц не меняется, и удельное содержание пероксидных групп практически не зависит от среднего диаметра исходного порошка.

Исследование прививочной полимеризации акриловой кислоты из ее водных растворов на порошки полиэтилена, γ -облученных дозой 150 кГр, показало, что предельная степень прививки полиакриловой кислоты меняется от 50% для частиц $1\div 2$ мм до 25% для частиц менее 0,05 мм. В результате модифицирования изменяется диаметр частиц: для исходных частиц диаметром менее 0,05 мм – в 2 раза, для исходных частиц с диаметром $1\div 2$ мм – на $15\div 20\%$. Статическая обменная емкость по иону натрия составляла от $2\div 5$ ммоль/г в зависимости от степени прививки полиакриловой кислоты.

Полученные сорбенты с карбоксильными группами могут быть использованы для извлечения ионов тяжелых металлов из водных растворов.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ РЕГИСТРАЦИИ И АНАЛИЗА СПЕКТРОВ РАДИОНУКЛИДОВ ПО ЧЕРЕНКОВСКОМУ ИЗЛУЧЕНИЮ НА ЖИДКОСТНОМ СЦИНТИЛЛЯЦИОННОМ СПЕКТРОМЕТРЕ

Кузьмина Е.С.

Ульяновский государственный университет, филиал в г. Димитровграде

Куприянов А.С.

ОАО «ГНЦ НИИАР»

Современная жидкостно-сцинтилляционная (ЖС) аппаратура регистрирует весьма слабые световые импульсы и может быть

использована для измерения радиоактивности высокоэнергетических бета-излучателей по черенковскому излучению [1]. Эффективность регистрации по черенковскому излучению зависит от значения максимальной энергии бета-частиц и от формы спектра, то есть от того, какая доля бета-частиц, испускаемых ядрами данного бета-излучателя, приходится на тот или иной участок энергетической шкалы. Однако даже для самых высокоэнергетических бета-излучателей эффективность регистрации по черенковскому излучению не может достигать 100%, так как для любого бета-излучателя часть бета-спектра приходится на частицы с энергиями ниже порога возбуждения черенковского излучения и на частицы, энергии которых лишь незначительно превышают этот порог и регистрируются с низкой эффективностью [1].

В качестве радиатора в эксперименте использовалась дистиллированная вода, таким образом, для эффективной регистрации спектра, значительная часть бета-частиц, испускаемых ядрами бета-излучателя, должна обладать энергией, превышающей 0,26 МэВ.

Измерения спектров излучения проведены на низкофоновом многоканальном счетчике Quantulus. Коэффициенты эффективности регистрации по черенковскому излучению найдены методом наименьших квадратов, путем сравнения кривой распада, построенной на основе результатов измерения спектров излучения Вавилова-Черенкова, с кривой распада, построенной по результатам ЖС измерений.

Для определения эффективности регистрации по черенковскому излучению проведено наблюдение накопления радионуклида ^{90}Y в пробе ^{90}Sr . Коэффициенты эффективности регистрации для стронция и иттрия составили 3% и 67% соответственно. Полученные значения хорошо согласуются с другими экспериментальными данными [1].

Предложенный метод регистрации и анализа спектров радионуклидов по черенковскому излучению может использоваться как альтернативный метод измерения радиоактивности на ЖСС. Однако этот метод применим только для анализа проб высокоэнергетических бета-излучателей.

Литература

1. Сапожников Ю.А., Калмыков С.Н., Алиев Р.А.. Жидкостно-сцинтилляционная спектрометрия. Методическое руководство к курсу «Основы радиохимии и радиозкологии». – М.: МГУ, 2003. – 27 с.

**ВЛИЯНИЕ СЖИМАЮЩИХ И РАСТЯГИВАЮЩИХ
НАПРЯЖЕНИЙ НА РАДИАЦИОННОЕ РАСПУХАНИЕ И
ДЕФОРМАЦИЮ ПОЛЗУЧЕСТИ В СТАЛИ X18N10T**

Макаров Е.И., Неустроев В.С.

Ульяновский государственный университет, филиал в г. Димитровграде

Белозеров С.В., Островский З.Е.

ОАО «ГНЦ НИИАР»

Работы по обоснованию возможностей продления ресурса внутрикорпусных устройств (ВКУ) действующих реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 и обоснованию работоспособности материалов ВКУ новых реакторов ВВЭР на срок службы в 60 лет в настоящее время наиболее актуальны. Для проведения эксперимента выбран материал – сталь 08X18N10T в аустенизированном состоянии, как материал ВКУ действующих и разрабатываемых реакторов ВВЭР. В сложных по геометрии конструкциях ВКУ с большим количеством отверстий для охлаждения возможно образование областей с растягивающими и сжимающими напряжениями, поэтому важно исследовать влияние напряжений на свойства и структуру материала. Эксперименты по изучению влияния растягивающих напряжений на свойства и структуру материала проведены в ГНЦ НИИАР [1-5], России и в зарубежных странах, но влияние сжимающих напряжений практически не исследовалось. Кроме того, необходимо проверить - сохраняются ли известные закономерности и зависимости деформации радиационной ползучести от типа напряжений. Данная работа направлена на решение этих задач.

Проведены сравнительные исследования труб – элементов образцов до облучения. Для получения обоснованных данных по изменению физико-механических свойств и структуры материала образцов в результате нейтронного облучения, необходимо изучить исходные свойства и структуру стали X18N10T – материала труб. Сравнительное исследование микроструктуры сталей (с использованием металлографических и электронно-микроскопических методов), плотности, микротвердости и подробное измерение размеров труб и образцов позволило подготовить базу для изучения влияния нейтронного облучения на структуру и свойства сталей, на деформацию газонаполненных образцов за счет радиационной ползучести и распухания. Результаты исследований показали идентичность структуры

и физико-механических свойств материалов труб большого и малого диаметров, используемых при изготовлении газонаполненных образцов.

Проведены промежуточные измерения размеров труб при облучении. Образцы размещены в одном из этажей облучательного устройства МП-146. Образцы облучены до повреждающей дозы около 16 сна при температуре около 400°C в реакторе БОР-60. В процессе облучения в экране реактора, во время остановок реактора на планово-предупредительный ремонт проведены измерения размеров (диаметра и длины) образцов. Таких серий измерений проведено четыре с интервалом примерно 4 сна. Получены дозные зависимости изменения диаметра и длины образцов и проанализированы полученные данные.

Результаты могут быть использованы для уточнения и продления срока службы внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР, а также для проверки моделей влияния напряжений разного типа на радиационные распухание и ползучесть.

Литература

1. Neustroev V.S., Shamardin V.K.. Radiation Creep and Swelling of Austenitic 16Cr-15Ni-3Mo-Nb Steel Irradiated in the Reactor BOR-60 at 350 and 420°C, Effects of Radiation on Materials: 16th International Symposium, ASTM STP 1175, American Society for Testing and Materials, Philadelphia, 1993. P. 816-823.
2. Неустроев В.С., Шамардин В.К., Ожигов Л.С.. Радиационная ползучесть и распухание аустенитных сталей, облученных в реакторе БОР-60 при температурах 350÷420°C// Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика радиационных повреждений и реакторное материаловедение 1996. Вып.1(64). С.34-38.
3. Неустроев В.С., Островский З.Е., Шамардин В.К.. Влияние напряжений на радиационное распухание и параметры вакансионной пористости облученных нейтронами аустенитных сталей// ФММ. 1998. Т. 86. Вып. 1. С.115-125.
4. Neustroev V.S., Ostrovsky Z.E., Shamardin V.K.. Experimental investigation of stress effect on swelling and microstructure of Fe-16Cr-15Ni-3Mo-Nb austenitic stainless steel under low-temperature irradiation up to high damage dose in the BOR-60 reactor// Journal of Nuclear Materials. 329-333 (2004). P.612-616.

5. Неустроев В.С., Островский З.Е., Шамардин В.К.. Исследование радиационной стойкости аустенитных сталей в обоснование продления назначенного срока службы ВКУ реакторов ВВЭР// В кн. Сборник докладов седьмой Российской конференции по реакторному материаловедению. Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2004, Т. 3. Ч. 1. С.152-167.

ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС ОБРАБОТКИ РЕЗУЛЬТАТОВ ПРАКТИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ ПО МЕТОДИКЕ ОЦЕНКИ КАЧЕСТВА МАРКЕТИНГОВЫХ КОММУНИКАЦИЙ ВУЗОВСКИХ САЙТОВ

Макарец А.Б., Морозов И.А., Кораблев О.В.
ФГОУ ВПО «СарФТИ»

В программе конференции «Полярное сияние 2009» запланировано проведение нового конкурса - интеллектуальной БиПолярной игры «P-N-P», а также конкурса WEB-сайтов вузов - участников конференции на новой методической основе.

Для проведения тестирования вузовских сайтов, с учетом многогранного и сложного характера исследуемых объектов, необходимо предварительное решение ряда методологических задач:

- разработать и сформулировать базовые понятия в этой специфичной области;
- выявить и составить перечень критериев для основных характеристик вузовских сайтов;
- создать и апробировать методику оценивания;
- разработать требования к участникам тестирования;
- провести практическую апробацию методики.

В СарФТИ, на кафедре информационных систем в экономике, разработана методика оценки качества маркетинговых коммуникаций вузовских сайтов, которая позволяет в количественных и качественных показателях определить, в какой степени сайт вуза соответствует задачам интернет-коммуникаций вуза, как организован коммуникативный процесс на сайте и как он достигает своих целей и благоприятно воспринимается контактной аудиторией. Методика прошла практическую апробацию и зарегистрирована в Отраслевом фонде алгоритмов и

программ ФГНУ Государственного координационного центра информационных технологий [2].

Методом экспертных оценок анализируются выделенные критерии для каждого сайта (рис. 1). Задача экспертов - анализ и оценка критериев, их вклад в качество коммуникативной направленности WEB-сайта вуза в целом [3]. Для сведения в интегральные показатели и итоговый коэффициент используется неравновесная модель, по которой критерии агрегируются в параметры. Параметры сводятся в итоговый коэффициент, который показывает качество реализации маркетинговых коммуникаций сайта по представлениям экспертной группы [4].

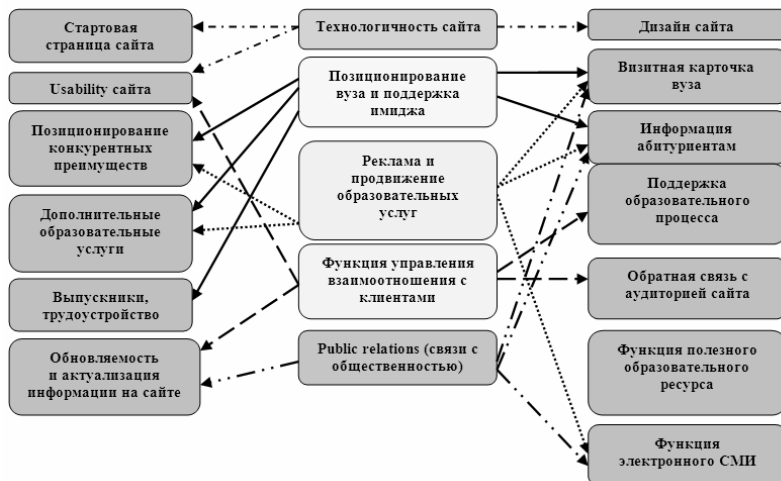


Рисунок 1. Связь критериев с интегральными параметрами методики

На рисунке 1 приведен состав критериев методики и их связь с интегральными показателями. По значениям итогового коэффициента строится упорядоченная последовательность, представляющая собой рейтинг вузовских сайтов в анализируемой целевой группе.

Данная методика предлагается в качестве методического обеспечения конкурса сайтов - участников конференции «Полярное сияние 2009».

В качестве экспертов в конкурсе сайтов будут выступать представители команд-участниц, имеющие практический опыт работы. По правилам проведения независимого экспертного исследования эксперты не будут оценивать WEB-ресурс собственного вуза. Каждому эксперту будет предоставлена инструкция по применению методики и

оценочный лист. Для оценок используется 7-ми балльная шкала (0-6). Слишком большой разброс в шкале баллов будет искажать картину, т.к. изначально предполагается, что выбранные вузы относятся к одной функциональной группе и по многим показателям будут не сильно различаться друг от друга.

Специально для конкурса сайтов, в рамках программы конференции «Полярное сияние 2009», авторами разработан программный комплекс (MS Excel), автоматизирующий обработку экспертных оценок и формирующий итоговый рейтинг по рассчитанным итоговым интегрированным показателям методики. Схема функционирования программного комплекса представлена на рис. 2.

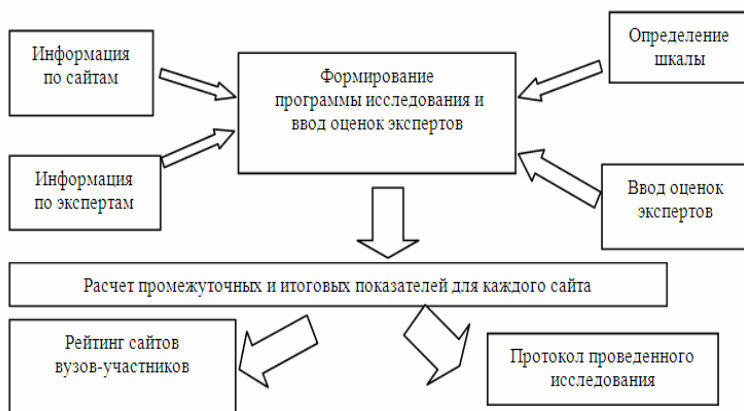


Рисунок 2. Схема функционирования программного комплекса

Использование предложенной методики и сопутствующего организационно-технического регламента позволит результативно провести конкурс сайтов в рамках конференции «Полярное сияние 2009» и получить объективные результаты.

В настоящее время с использованием представленной методики проводится практическое исследование по анализу WEB-сайтов шести классических университетов Приволжского Федерального округа.

В дальнейшем, в рамках развития разработанного программного комплекса, будет реализован модуль расчета на согласованность мнений экспертов с использованием аппарата рангового дисперсионного анализа

Фридмана [5] с расчетом коэффициентов конкордации Кендалла, как для каждого оцениваемого критерия, так и для интегральных показателей методики.

Литература

1. Харитонов В.В., Малышев А.И., Мезенцев А.В. и др. Сборник вопросов, задач и тестов интеллектуального конкурса «Полярное сияние» / В.В. Харитонов, А.И. Малышев, А.В. Мезенцев и др. / Под ред. д-ра. физ.-мат. наук, проф. В.В. Харитонова. – М.: МИФИ, 2007. – 259 с. – ISBN 978-5-7462-0776-6.
2. Методика и программа расчета коэффициента коммуникативности вузовских WEB-сайтов. Расчет и построение рейтинга сайтов по качеству маркетинговых коммуникаций: свидетельство об отраслевой регистрации разработки № 11717 / А.Б. Макарец – № 50200802197; заявление 11.11.2008; опубликовано 19.11.2008. // Инновации в науке и образовании. – 2008. – № 11(46).
3. Макарец А.Б., Беляева Г.Д. Интернет-сайт вуза – эффективный инструмент маркетинговых коммуникаций / А.Б. Макарец, Г.Д. Беляева // Маркетинг: современные реалии и вызовы времени: Сборник статей Всероссийской научно-практической конференции 20-21 ноября 2008 г. / редкол.: Н.П. Макаркин (отв. ред.) [и др.]. - Саранск: Изд-во Мордовского университета, 2008. – С. 86-93. – ISBN 978-5-7103-1925-3.
4. Макарец А.Б. Математическая модель и методика расчета коэффициента коммуникативности вузовских WEB-сайтов. Рейтинг сайтов по качеству маркетинговых коммуникаций / А.Б. Макарец // Вторая всероссийская молодежная научно-инновационная школа «Математика и математическое моделирование»: Сборник тезисов докладов 13-16 октября 2008 г. / А.Г. Сироткина (отв. за выпуск). – Саров: изд. «Альфа», 2008. – С. 46-56.
5. Бабич П.Н., Чубенко А.В., Лапач С.Н. Статистика в науке и бизнесе. – Киев: Морион, 2002. – 640 с. – ISBN 966-7632-57-1.

МЕТОДЫ И СРЕДСТВА УПРАВЛЕНИЯ РЕСУРСОМ ОСНОВНОГО ОБОРУДОВАНИЯ АС

Некрасов А.В.

ОАО «Атомэнергoproект»

Одной из наиболее частых, но недостаточно исследованных, причин повреждения оборудования в системах тепловода от ядерных реакторов являются высокоцикловые вибронагрузки, возрастающие при резонансном взаимодействии теплоносителя и оборудования.

Для отстройки от резонансов необходимо располагать вибрационным акустическим паспортом (ВАП) как оборудования, так и циркулирующего теплоносителя. Однако в настоящее время таких паспортов нет. Ввиду этого разработка методического обеспечения для построения акустического паспорта теплоносителя (АПТ) как в отдельных компонентах оборудования, так и системе первого контура в целом, является актуальной задачей.

В настоящее время эта задача осознана в странах, активно развивающих ядерную энергетику. Однако, ее решение невозможно ввиду отсутствия адекватных математических моделей и отсутствия научно обоснованных методик построения АПТ.

Выявление и устранение на ранней стадии причин аномальных вибраций основного оборудования дает большой экономический эффект, так как приводит к сокращению объемов ремонтных работ и недовыработки энергии.

Главные задачи настоящей работы:

- выполнение расчетно-теоретического обоснования методики определения акустических характеристик теплоносителя;
- разработка математических моделей для оценки частоты колебаний давления теплоносителя в активной зоне ВВЭР-1000;
- создание алгоритмов расчета и программного продукта для проведения вариантных расчетов;
- проведение оценочных расчетов;
- проведение сопоставления расчетных результатов с данными измерений на АЭС;
- обоснование возможности использования существующих систем автоматизированного управления технологическими процессами блока (АСУ ТП), включая защиты и блокировки для управления уровнем вибраций ВКУ.

Литература

1. Махутов Н.А.. Несущая способность парогенераторов водо-водяных энергетических реакторов. Москва. «Наука» 2003, 440 с.
2. Proskouriakov K.N., Gholampoor M., Karataev V.V., Pavlov A.S., Nikiphorov V.N., Hiretdinov V.U.. Application of System Analysis for Definition of the Causes of Anomalies Occurrence in the Reactor Circuit Equipment, ICAPP '04 Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004. 9 p.
3. Hittener D., Chevalier A., De Valkeneer M., Gonzalez A., Jung J., Ketelaar K., Kuczera B., Nisan S., Petit G., Pezilli M., Proto G., Vayrynen H., W. von Lensa. Industrial Needs in R&D for the Safety and Competiveness of the next Generation of Reactors (MICA). Fisa 99 EU Resarch in Reactor Safety. Luxembourg, 29. Nov. to 1 Dec. 1999. p.p. 752-762.
4. Тихонов А.Н., Самарский А.А.. Уравнения математической физики. – М.: Наука, 1977, 735 с.
5. Proskouriakov K.N.. Early Boiling Detection Method of Pre or Post Accident Situation on VVER and RBMK. SMORN X11, Proceedings, Vol. 3, pp. 426-433, Avignon 19-23, June 1995, France.
6. Proskouriakov K.N.. Criterion of steam generating ducts parametrical similarity. Fifth International Information Exchange Forum safety Analysis for NPP of VVER and RBMK Types/ 16-20 October 2000, Obninsk, Russian Federation, Transactions 6 p.
7. Проскураков К.Н.. Использование виброакустических шумов для диагностики технологических процессов на АЭС. Москва. Изд. МЭИ 1999 г.
8. Арканов Г.В., Павленко В.И., Усанов А.И.. Виброшумовая диагностика ВВЭР. Москва. Энергоатомиздат 2004.
9. Проскураков К.Н.. Виброакустическая паспортизация АЭС — средство повышения их надежности и безопасности// Теплоэнергетика. 2005 № 12. С. 30—34.
10. Проскураков К.Н., Никифоров В.Н.. Понимание причин и прогнозирование увеличения колебаний давления теплоносителя. Труды Международного конгресса по передовым АЭС ICAPP -05, Сеул, Корея, 15-19 Мая, 2005. Статья 5429 (на англ. яз.).

11. Проскураков К.Н.. Моделирование параметрических колебаний в системе охлаждения ядерных реакторов. //Изв. Вузов, серия Ядерная энергетика, № 3, 2000.
12. Атабеков Г.И.. Теоретические основы электротехники. Ч. 1, «Энергия» Москва, 1970.
13. Проскураков К.Н.. Гидравлические и акустические характеристики элементов гидравлических систем, Москва, МЭИ, 1980.
14. Проскураков К.Н., Паршин Д.А.. Скорость звука в двухфазном теплоносителе активной зоны реактора./ Тезисы докладов МНТК-2008.
15. Александров А.А., Григорьев Б.А.. Таблицы теплофизических свойств воды и водяного пара. /Справочник. М.: Издательство МЭИ. 1999.
16. Дементьев Б.А.. Ядерные энергетические реакторы. 1990.
17. Основное оборудование реакторного отделения. Балаковская Атомная Станция. Центр Подготовки персонала. 2000. стр. 178.
18. Дейч М.Е., Филиппов Г.А.. Газодинамика двухфазных сред. Изд. «Энергия» Москва 1968. стр. 423.
19. Стырикович М.А., Мартынова О.И., Миропольский З.Л.. Процессы генерации пара на электростанциях. Москва 1969. Изд. «Энергия», стр. 310.

РАЗРАБОТКА УСТАНОВКИ НЕЙТРОН-ЗАХВАТНОЙ ТЕРАПИИ НА РЕАКТОРЕ ИРТ-МИФИ

Никель К.А., Куатбеков Р.П.

ФГУП «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежалея»

Цель работы - разработка проекта установки нейтрон-захватной терапии на реакторе ИРТ-МИФИ, устанавливаемой в нише тепловой колонны. Проект установки включает в себя:

- канал нейтрон-захватной терапии, позволяющий с помощью поворотного шибера и специальных коллиматорных устройств обеспечить направленное облучение опухоли пациента;
- установку нейтрон-захватной терапии трансплантируемых органов, что позволяет проводить терапию внутренних

органов человека, таких как печень, почки и т.д. При этом обеспечивается направленное облучение большого органа, в то время как пациент остается в клинике и не подвергается вредному воздействию ионизирующего излучения.

В ходе работы проведены расчеты, обосновывающие возможность такой операции (определение дозовых характеристик в зоне облучения, распределение температуры в облучаемом органе).

Сущность метода нейтрон-захватной терапии заключается в следующем: раствор, содержащий стабильный изотоп бора или гадолиния, вводится в кровь человека и через некоторое время стабильный элемент сорбируется в клетках опухоли. Затем опухоль облучается потоком тепловых нейтронов. В результате поглощения нейтрона стабильным изотопом ^{10}B происходит ядерная реакция, и образующийся ион ^7Li быстро тормозится на длине размера клетки, выделяя энергию $\sim 2,3$ МэВ, в пределах именно той клетки, которая содержала ядро бора, что приводит к ее поражению.

Таким образом, основным преимуществом технологии нейтрон-захватной терапии перед другими способами лечения рака является избирательное поражение раковых клеток, а здоровые клетки остаются нетронутыми. В качестве источника нейтронов, позволяющего обеспечить требуемые для проведения операций плотности потока тепловых и тепловых нейтронов, обычно используется активная зона ядерного реактора.

Разработанная установка позволяет современным и инновационным способом производить лечение трудноизлечимых или трудно-диагностируемых форм рака, а поскольку реактор ИРТ – типовой исследовательский реактор, в дальнейшем, на основе накопленного опыта, возможно создание медицинских онкологических центров не только в России, но и в зарубежных странах.

ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ ДИОКСИДА УРАНА, СТРУКТУРИРУЕМОГО С ПОМОЩЬЮ НАНОТЕХНОЛОГИИ

Курина И.С., Рогов С.С., Дворяшин А.М., Пьянкова Е.Н., Кавзакова А.Ю.
ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ им. А.И. Лейпунского»

Использование разработанной в ГНЦ РФ-ФЭИ технологии, включающей получение осадка, содержащего одновременно частицы разных размеров, в том числе наночастицы, позволяет изготавливать

оксидные керамические изделия (UO_2 , $(\text{U}, \text{Th})\text{O}_2$, $\text{PuO}_2 + \text{MgO}$, $\text{CeO}_2 + \text{MgO}$, MgAl_2O_4 , MgO , Gd_2O_3 и др.), отличающиеся аномальным повышением теплопроводности с ростом температуры после $500 \div 800^\circ\text{C}$ (в $2 \div 3$ раза выше справочных данных при 1000°C). Установлены основные отличия модифицированных оксидных материалов: слабо выраженные границы зерен, повышенная плотность упаковки зерен, наличие нанопористости, наличие дополнительной химической связи «металл-металл» в оксидах (наличие металлокластеров), разная валентность одного катиона металла, измененный параметр кристаллической решетки.

Порошки, полученные по разработанной технологии, приобретают особые свойства. Использование таких порошков позволяет изготовить спеченные изделия модифицированной оксидной керамики с управляемой микроструктурой и повышенной плотностью ($98 \div 99\%$ теоретической плотности). В зернах располагаются нанопоры, а по границам зерен наблюдаются поры размером $1 \div 2$ мкм. Увеличение количества пор на границах зерен создает условия для пластической деформации и, соответственно, позволяет улучшить пластичность таблеток. Свойства модифицированных оксидов приближаются к свойствам монокристаллов: снижение дефектов на границах зерен, утончение или стирание самих границ зерен, совершенствование структуры. Это приводит к значительному уменьшению теплосопровитлений на включениях и границах зерен и, соответственно, к увеличению теплопроводности фонной и особенно выраженной фотонной, при которой перенос тепла при высоких температурах будет значительным и определяется только поглощением и рассеиванием излучения на границах зерен.

О ПРИМЕНЕНИИ ЦИКЛА ДВУХ ДАВЛЕНИЙ НА БЛОКАХ АЭС С РЕАКТОРОМ ВВЭР-1000 И ТУРБИНОЙ К-1000

Седов Д.В., Ильченко А.Г.

Ивановский государственный энергетический университет

Как известно, цикл АЭС характеризуется низким температурным уровнем подвода теплоты (низкое начальное давление перед турбиной, используется цикл насыщенного пара), вследствие чего тепловая экономичность энергоблоков АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 относительно невысока. Ее можно увеличить за счет повышения средней термодинамической температуры подвода теплоты, что может быть

достигнуто применением цикла двух давлений. В этом случае перед основным парогенератором (ОПГ) устанавливается предвключенный (по теплоносителю первого контура) парогенератор (ППГ), который вследствие более высокой температуры теплоносителя генерирует пар более высоких параметров.

Анализ показал, что при применении на АЭС серийного реактора ВВЭР-1000 в предвключенном парогенераторе (ППГ) может генерироваться насыщенный пар с давлением до 11,5 МПа. При работе установки по схеме цикла двух давлений, пар из ППГ направляется в дополнительный (предвключенный) цилиндр турбины (ПЦ), после которого осушается в сепараторе и поступает на вход цилиндра высокого давления (ЦВД) основной турбины К-1000-5,9/50, либо в промежуточные отсеки ЦВД.

Тепловая мощность реактора и средний подогрев теплоносителя в активной зоне не изменяются, поэтому включение в схему дополнительного (предвключенного) парогенератора приводит к уменьшению мощности основного парогенератора, при этом суммарная необходимая поверхность нагрева парогенераторов вследствие уменьшения температурного напора возрастает. С ростом мощности ППГ давление генерируемого в нем пара уменьшается, что несколько снижает эффект от применения цикла двух давлений.

Как показали вариантные расчеты, ввод пара в промежуточные отсеки дает большее повышение тепловой экономичности, чем при вводе в голову турбины. При этом, при вводе пара во второй или третий отсек ЦВД, эффект практически одинаков и является максимальным. Установка сепаратора на выходе из ПЦ значительно повышает эффект от цикла двух давлений, при этом затраты на сепаратор малы, что позволило не рассматривать варианты без сепаратора в технико-экономических расчетах. Наибольший эффект достигается при вводе отработавшего в ПЦ пара после второго отсека при большой мощности ППГ ($Q_{\text{ппг}}/Q_{\text{общ}}=0,8$), достигая с ростом давления в ОПГ до 6,8 МПа прироста мощности ~45,8 МВт.

В работе проведено технико-экономическое сопоставление вариантов. При этом рассмотрено два варианта себестоимости электроэнергии: 50 и 80 коп/(кВт·ч). Расчеты выявили наибольшую выгоду ~20 млн. рублей (при цене электроэнергии 50 коп/кВт·ч) и ~100 млн. рублей (при цене электроэнергии 80 коп/кВт·ч).

ВЛИЯНИЕ СКОРОСТИ ВРАЩЕНИЯ НА ЭФФЕКТИВНОСТЬ МАССООБМЕНА В РОТОРНОЙ КОЛОННЕ

Сизов А.П., Хорошилов А.В.

Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева

Андриец С.П., Мочалов Е.С., Гуцин А.А., Пастухов С.Г.

ОАО «Сибирский химический комбинат»

Выделение востребованных современной энергетикой изотопов, таких как D, ${}^6\text{Li}$, ${}^{10}\text{B}$, эффективно осуществляется физико-химическими методами, к числу которых относят метод ректификации и метод химического изотопного обмена. Для разделения большинства изотопов физико-химическими методами, как правило, используют вертикальные колонные аппараты. В большинстве случаев для достижения необходимой степени разделения достаточно использовать колонны высотой (30÷60) м. Однако в ряде случаев необходимы колонны высотой более 60 м. В Лос-Аламосской лаборатории, действовала установка общей высотой более 100 м [1]. Для строительства подобных установок требуются большие капитальные затраты на сооружение высотных зданий или оборудование шахт, тщательный монтаж для обеспечения строгой вертикальности колонн.

Указанные расходы можно снизить при использовании горизонтальных роторных колонн, обладающих близкой эффективностью массообмена по сравнению с классическим вертикальным оборудованием. Конструкция подобного аппарата разработана РХТУ им. Д.И. Менделеева совместно с ОАО «Сибирский химический комбинат».

Конструктивная особенность подобной колонны заключается в исполнении массообменной части, которая состоит из двух компонент - высокоэффективной нерегулярной спирально-призматической насадки (СПН) 2,5×2,5×0,2 мм и регулярной компоненты, обеспечивающей вращение СПН.

Особенности работы такого аппарата практически не изучены, поэтому цель работы состояла в исследовании эффективности роторной колонны в зависимости от ряда факторов, в частности, от скорости вращения ее массообменной части.

Наклонная колонна может работать как в режиме ректификации, так и в режиме химического изотопного обмена. В настоящей работе

представлены результаты тестирования аппарата в режиме ректификации с использованием рекомендуемой в литературе эталонной смеси бензол – 1,2-дихлорэтан [2]. Расчет числа теоретических ступеней производился по методу «от ступени к ступени», так как коэффициент разделения для рабочей системы является функцией концентрации [3].

На режим работы колонны влияют такие факторы, как угол наклона колонны и число оборотов массообменной части. При проведении испытаний угол наклона колонны оставался постоянным и составлял 8° . Длина массообменной части аппарата составляла 900 мм, а внутренний диаметр 30 мм.

В серии предварительных экспериментов изучено влияние наличия вращения на эффективность протекания процесса массообмена в колонне. Полученные результаты представлены на рисунке 1.

Как и ожидалось, в режиме без вращения эффективность массообмена оказалась невелика и составила ≈ 1 ТСР (при $\alpha_{ср} = 1,08 \div 1,09$). При переходе в режим работы с вращением процесс массопереноса интенсифицируется, и степень разделения начинает резко возрастать.

Как показано в работе [4], в интервале удельной нагрузки $(0,8 \div 2)$ мл/(см²·мин), при скорости вращения массообменной части 20 об/мин, высота эквивалентной теоретической ступени (ВЭТС), в пределах ошибки измерений, не зависит от потока и составляет 3,5 см.

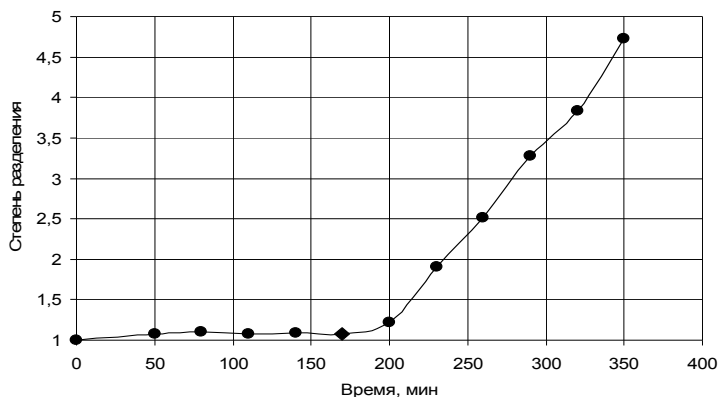


Рисунок 1. График изменения степени разделения во времени при ректификации стандартной смеси без вращения и с вращением насадки (◆ - момент включения вращения насадки)

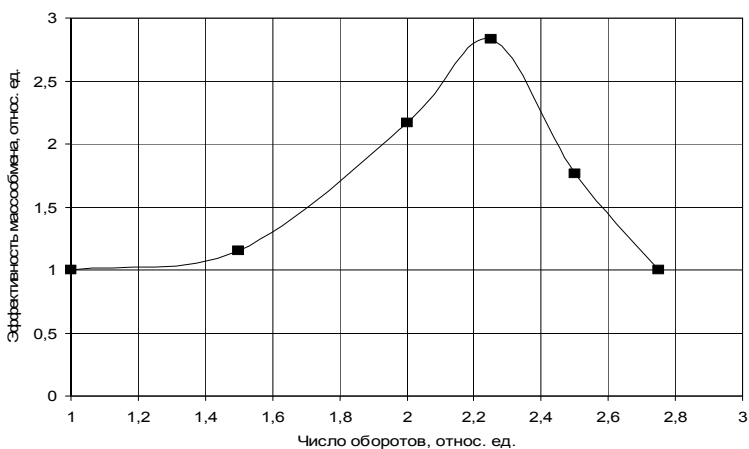


Рисунок 2. Зависимость эффективности массообмена (ЧТСР или 1/ВЭТС) от скорости вращения массообменной части при удельной нагрузке (0,6÷0,8) мл/(см²·мин)

Экспериментальное значение ВЭТС для вертикальной колонны с высотой насадочной части 600 мм, диаметром 30 мм и заполненной СПН 3×3×0,2 мм, при удельной нагрузке 1,5 мл/(см²·мин), составило 2,9 см, что позволяет говорить о приближении эффективности наклонной роторной колонны к классическому вертикальному оборудованию.

Для создания математической модели исследуемого аппарата проведены испытания наклонной роторной колонны без СПН, то есть процесс массообмена протекал только на регулярной составляющей массообменной части. При этом существенно меньшее время достижения стационарного состояния позволило получить зависимость массообменных характеристик от скорости вращения массообменной части в широком интервале изменения этого параметра. Полученные экспериментальные данные представлены на рисунке 2.

Как видно из рисунка 2, зависимость эффективности массообмена от числа оборотов массообменной части имеет максимум, значение в котором приблизительно в 3 раза превышает аналогичную величину для скорости вращения, принятой за единицу.

Подобная зависимость позволяет сделать предположение, что, варьируя скорость вращения массообменной части, можно существенно повысить эффективность роторной колонны, достигнув значений ВЭТС

равных и даже меньших по сравнению с колоннами классического вертикального исполнения.

Литература

1. Зельвенский Я.Д.. Разделение изотопов низкотемпературной ректификацией: Учебное пособие для вузов. - М.: РХТУ им. Д.И. Менделеева, 1998. – 208 с.
2. Крель Э.. Руководство по лабораторной перегонке - Пер. с нем. / Под ред. В.М. Олевского —М.: Химия, 1980. - 520 с.
3. Андреев Б.М., Катальников С.Г., Хорошилов А.В., Шалыгин В.А.. Лабораторный практикум по методам разделения изотопов и других близких по свойствам веществ. Учебное пособие. – М.: МХТИ им. Д.И. Менделеева, 1985. – 88 с.
4. Сизов А.П., Снегирев А.С., Чередниченко С.А., Хорошилов А.В.. Испытание новой высокоэффективной массообменной колонны горизонтального типа // Успехи в химии и химической технологии: сб. науч. тр. Том XXII – 2008 – № 8 (88) – с. 89-92.

**Секция
«Ядерное
нераспространение»**

ОПРЕДЕЛЕНИЕ МАССЫ ПЛУТОНИЯ В РАЗЛИЧНЫХ ОБРАЗЦАХ ПО ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЮ ЕГО ИЗОТОПОВ

Атнюкова О.Е., Бушуев А.В., Зубарев Н.В., Кожин А.Ф.

НИЯУ «МИФИ»

Цель данной работы - разработка методики определения массы плутония в образцах разной массы по интенсивности гамма-излучения его изотопов.

В настоящее время существует потребность неразрушающих измерений массы большого количества плутониевых образцов. Эти образцы имеют разные физико-химические формы, различный изотопный состав, масса таких образцов может составлять от долей грамма до нескольких килограммов в разнообразной упаковке.

Подтверждающие контрольные неразрушающие анализы образцов плутония обычно основаны на применении комбинации двух разных методов: счет нейтронных совпадений и гамма-спектрометрия или калориметрия и гамма-спектрометрия. Таким образом, измерение спектра гамма-излучения проводится во всех случаях. Возникает вопрос, есть ли возможность определить массу плутония по результатам только гамма-спектрометрии и, таким образом, упростить и удешевить анализ.

Измерения, которые проведены в работе, не прямые, массу находили по результатам измерения скорости счета. Число импульсов в определенных пиках гамма-излучения и искомая величина связаны коэффициентом, значения которого получают с помощью калибровочного графика, построенного по результатам измерения эталонных образцов. То есть существует потребность в эталонах с характеристиками, близкими к характеристикам измеряемых образцов.

В работе исследованы различные образцы плутония. Спектры гамма-излучения образцов содержат пики с разной энергией и интенсивностью. Для обработки спектров гамма-излучения использованы программы FRAM и GENIE-2000. Установлено, что предпочтительным является применение программы FRAM, которая дает сведения о количестве отсчетов в пиках и изотопном составе плутония.

Рассмотрена возможность использования для определения массы образца пиков разных энергий. Полученные результаты дают информацию о росте эффекта самопоглощения по мере увеличения массы образца. Результаты получены с помощью спектров растворов порошка диоксида и металлического плутония. Масса плутония в образцах составляла от 120 мг до 3000 г.

Сделан вывод, что для измерений образцов малой массы предпочтительней использовать пики более низкой энергии (345,01 кэВ и 413,7 кэВ), имеющих большой квантовый выход. Для образцов большой массы (сотни грамм) лучше использовать пики более высоких энергий (645,94 кэВ и 769,23 кэВ).

С помощью калибровочных кривых определена масса плутония в исследуемых образцах и оценены отклонения полученного значения от декларируемого.

В настоящее время все больше внимания уделяется вопросу фабрикации и применению смешанного топлива. Разработанную методику можно будет использовать для контроля количества плутония на этапе фабрикации смешанного уран-плутониевого топлива.

КОНТРОЛЬ ЗА ЯДЕРНЫМ ЭКСПОРТОМ И ИМПОРТОМ В СООТВЕТСТВИИ С СИСТЕМОЙ МЕЖДУНАРОДНЫХ ГАРАНТИЙ МАГАТЭ

Гончаренко А.А.

ФГУП «ЦНИИАТОМИНФОРМ»

Цель работы - анализ и исследование данных по ядерному экспорту и импорту, контроль за которыми осуществляется в соответствии с системой международных гарантий МАГАТЭ.

Проведен обзор основных документов в области учета и контроля ядерных материалов, гарантий нераспространения ядерного оружия (информационные циркуляры Агентства, Федеральные законы Российской Федерации, соответствующие положения и правила).

В работе рассмотрены:

- структура и принципы системы государственного учета и контроля ядерных материалов;
- основные проблемы, возникающие при таможенном регулировании экспорта ядерных материалов из контрольных списков, принципы таможенного оформления и таможенного контроля ядерных материалов;
- принципы создания системы отчетности, основные правила заполнения уведомлений о ядерном экспорте и импорте.

Проведен анализ информационного обеспечения контроля за ядерным экспортом и импортом. Исследованы методы повышения

эффективности контроля, в частности, ведение интегрированной базы данных по экспорту и импорту, использование современных информационных технологий и средств вычислительной техники. Также рассмотрен ряд существующих проблем в области осуществления соглашений с МАГАТЭ и взаимодействия с системой международных гарантий.

Изучен порядок сбора, обработки и представления информации по ядерному экспорту и импорту. Описана процедура представления информации о ядерном экспорте и импорте в МАГАТЭ по электронной почте с использованием электронной цифровой подписи, разработанная отделом управления информацией Агентства.

Литература

1. [Электронный ресурс]: Материалы официального сайта МАГАТЭ. – Режим доступа: <http://www.iaea.org>.
2. [Электронный ресурс]: Материалы официального сайта Государственной корпорации по атомной энергии. – Режим доступа: <http://www.gosatom.ru>.
3. Ядерное нераспространение. Т. 1, 2. Под общ. ред. В.А. Орлова. // М., ПИР-Центр, 2002.
4. Кушнарев М.С., Касумова Л.А.. О контроле обращения с ядерными материалами в условиях реформирования атомного энергопромышленного комплекса. // Информационный бюллетень «Новости ФИС», № 9, 2007.
5. Ведение интегрированной базы данных об экспорте и импорте ядерных материалов и других объектов ядерного экспорта. Руководство оператора. // ФГУП «ЦНИИАТОМИНФОРМ», 2007.
6. Инструкция об информационном обеспечении контроля за экспортом и импортом ядерных материалов, оборудования, специальных неядерных материалов и соответствующих технологий. // ФГУП «ЦНИИАТОМИНФОРМ», 2007.

**СТРАТЕГИЯ УКРЕПЛЕНИЯ РЕЖИМА ЯДЕРНОГО
НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ КАК ЧАСТЬ
ВНЕШНЕПОЛИТИЧЕСКОГО КУРСА ПРЕЗИДЕНТА САРКОЗИ**

Колбин А.С.

Новосибирский государственный технический университет

Режим ядерного нераспространения, основанный на ДНЯО и связанных с ним соглашениях и международных институтах, в начале XXI века испытывает негативное воздействие новых вызовов и угроз. Франция, как один из наиболее влиятельных членов мирового сообщества, как одна из пяти официально признанных ядерных держав, не может не реагировать на данные вызовы и угрозы. В прошлом Франция уже сделала ряд значительных шагов, направленных на укрепление режима нераспространения (ратификация ДВЗЯИ, прекращение производства расщепляющихся материалов в военных целях, демонтаж испытательных полигонов в Тихом океане, отказ от использования ракет «земля-земля»). В 2008 году, за два года до начала работы конференции 2010 года по продлению ДНЯО, администрация президента Саркози выступила с планом последовательного многостороннего ядерного разоружения и объявила об очередном сокращении собственного ядерного арсенала.

Данные инициативы, которые впервые были озвучены президентом Франции Николя Саркози 21 марта 2008 года в Шербуре, а затем конкретизированы в Белой Книге 2008 года, должны анализироваться, в том числе, и с учетом общего характера доктрины национальной безопасности и обороны Франции, провозглашающей основными приоритетами государственной политики - укрепление безопасности и усиление международного влияния Франции и Европейского Союза.

Стратегия укрепления режима нераспространения, предложенная администрацией Саркози, может быть условно разделена на два блока - одностороннее разоружение Франции и план многостороннего ядерного разоружения - и включает в себя ряд конкретных шагов, направленных на ее осуществление, и определяет ряд принципов (принцип взаимности, открытости, разумной достаточности, многосторонности, сохранения уровня безопасности), согласно которым такие шаги должны осуществляться.

Франция в одностороннем порядке намерена сократить свой ядерный арсенал на одну треть, добровольно ограничить количество стратегических подводных лодок и бомбардировщиков, предоставлять

международным наблюдателям возможность следить за демонтажем двух производств расщепляющихся материалов. Одновременно, в соответствии с принципом сохранения уровня безопасности, планируется совершенствование средств доставки ядерного оружия [1], в стратегии национальной безопасности и обороны Франции закрепляется доктрина ядерного сдерживания. В процессе одностороннего разоружения Франция руководствуется принципами разумной достаточности, сохранения уровня безопасности и открытости. Кроме того, односторонние действия Франции в направлении ядерного разоружения должны быть оправданы принципом взаимности, который, по мнению администрации Саркози, является основным принципом обеспечения коллективной безопасности и процессов разоружения [2].

Названные односторонние действия Франции должны послужить важным стимулом и примером для проведения в жизнь плана последовательного многостороннего разоружения, предложенного администрацией Саркози:

- ратификация ДВЗЯИ всеми государствами;
- все государства, обладающие ядерным оружием, должны взять на себя обязательство полностью демонтировать собственные испытательные полигоны;
- начало переговоров по заключению соглашения о запрете производства расщепляющихся материалов в военных целях;
- введение моратория на производство расщепляющихся материалов;
- государства, обладающие ядерным оружием и являющиеся членами ДНЯО, должны предоставить точные данные по запасам ядерного оружия;
- начало переговоров по соглашению, запрещающему использование ракет класса «земля-земля» малой и средней дальности;
- универсализация Гаагского кодекса нераспространения баллистических ракет.

Согласно данному плану, государства в процессе многостороннего разоружения должны руководствоваться, прежде всего, принципами взаимности, открытости и многосторонности [3].

Таким образом, стратегия укрепления режима нераспространения, предложенная администрацией президента Саркози, полностью соответствует основным приоритетам нынешнего внешнеполитического курса Франции. Одновременно, французский план

многостороннего разоружения не предполагает радикального реформирования режима нераспространения, направлен на его укрепление, способен стать важным этапом в процессе всеобщего ядерного разоружения.

Литература

1. Norris R.. French nuclear forces, 2008/Norris R., Kristensen H. [Электронный ресурс]:– Режим доступа: [//http://thebulletin.metapress.com/content/k01h5q0wg50353k5/fulltext.pdf](http://thebulletin.metapress.com/content/k01h5q0wg50353k5/fulltext.pdf).
2. Speech by Nicolas Sarkozy at the presentation of Le Terrible in Cherbourg [Электронный ресурс]: – Режим доступа: http://www.elysee.fr/download/?mode=press&filename=80321_-_Cherbourg_version_Anglaise.pdf - 2008-12-07.
3. The French White Paper on defense and national security // [Электронный ресурс]: – Режим доступа: http://www.elysee.fr/download/?mode=press&filename=Dossier_de_presse_LBlanc_DSN_en_anglais.pdf.

ЯДЕРНОЕ РАССЛЕДОВАНИЕ КАК СРЕДСТВО ПРЕДОТВРАЩЕНИЯ НЕЛЕГАЛЬНОГО ТРАФИКА

Левченко Е.А., Демянюк Д.Г.

Томский политехнический университет

Федченко В.Г.

SIPRI

Поддержание режима нераспространения ядерного оружия на международном и национальном уровнях базируется на добровольном исполнении ДНЯО и ДВЗЯИ [1].

Сегодня имеется большое количество угроз существованию режима. Одной из причин возникновения таких угроз может являться затруднение в обмене, поиске и получении информации об инцидентах с ядерными материалами (ЯМ) в различных областях мира. Сбором, поиском и анализом такой информации из открытых источников занимается один из департаментов Международного агентства по

использованию атомной энергии. Это позволяет своевременно принимать соответствующие меры по недопущению возникновения угроз режиму, а именно, начать работу с государством, потенциально развивающим секретную ядерную программу [1].

Одной из глобальных проблем в мире на сегодняшний день является терроризм и возможность применения террористами ядерного оружия. После распада Советского союза с предприятий ядерного топливного цикла, в результате хищений, произошла утечка некоторого количества ядерных материалов, которые «всплывают» и по сей день. Это связано не только с ухудшением экономической ситуации в государстве, но и с переходом с системы бухгалтерского учета на систему современного учета и контроля количества ЯМ [1]. Примерами обнаружения ЯМ служат следующие инциденты. Так, по сообщению Грузинских СМИ 1 января 2006 года пресечена попытка продажи высокообогащенного урана (ВОУ) в количестве 100 г, в г. Подольске в мае-сентябре 1992 года в ходе розыскных мероприятий изъято 1,5 кг 90-процентного ВОУ, в г. Москве в мае 1994 года найдено 1,7 кг ВОУ, в г. Вильнюсе в начале 1992 года - около 100 г 50-процентного ВОУ [2, 3]. Указанного количества обнаруженных ЯМ не достаточно для производства ядерного взрывного устройства, однако этого количества достаточно для создания «грязной бомбы», использование которой террористами может привести к радиоактивному заражению окружающей среды и невозможности дальнейшего проживания людей на данной территории [1].

Сегодня нельзя быть уверенным в том, что и в будущем не будет попыток хищения ЯМ с российских предприятий. Однако, при создании некоторой системы, нужно оперативно реагировать и пресекать дальнейшие утечки ЯМ. Помочь в этом может ядерное расследование инцидентов (nuclear forensics) [1].

Все производимые ядерные материалы уникальны, это связано с их происхождением (генезис) и технологией их получения. Как правило, технология получения ЯМ является государственной тайной. При проведении ядерного расследования не обязательно надо знать технологию производства, все выводы делаются на основе физического анализа образца ядерных или радиоактивных материалов, на его основе можно определить принадлежность к тому или иному производителю. Установление места производства позволит пресечь нелегальную утечку ЯМ с данного предприятия [1].

Ядерное расследование включает в себя определение элементного и изотопного состава образца, размеры зерен и частиц

материала, а также определение истории ЯМ, где был произведен, как попал в данное место. Так, с помощью ядерного расследования, установлено, что иранские установки по обогащению урана имеют пакистанское происхождение. Благодаря ядерному расследованию можно решить широкий спектр задач: определить стадию в ЯТЦ, на которой находится государство, проводила ли страна ядерные испытания [1].

Цель данной работы - исследование роли ядерного расследования для предотвращения нелегального трафика ЯМ и его роль в поддержании режима нераспространения.

Одним из решений этой проблемы может служить создание общей базы данных, где будут собраны образцы со всех предприятий, по которым можно установить место производства. В данном случае проблемой является то, что все страны должны предоставлять информацию на основе добровольного согласия, но не все государства мира на это согласны.

Литература

1. SIPRI Yearbook 2008. Armaments Disarmament and International Security, Oxford University Press, 2008.
2. [Электронный ресурс]: – Режим доступа: http://www.nti.org/i_russian/i_e3_6b.html.
3. [Электронный ресурс]: – Режим доступа: <http://www.svobodanews.ru/Article/2007/01/31/20070131173444117.html>.

СНИЖЕНИЕ ОБОГАЩЕНИЯ ТОПЛИВА В ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРАХ

Карташев Е.Ф., Лукичев В.А., Кравцова О.А., Матвеева Н.С.
ФГУП «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала»

Представлены основные результаты работ по российской программе снижения обогащения топлива в исследовательских реакторах и перспективы на будущее.

Основные цели программы:

- предотвращение распространения ядерного оружия;
- сохранение рынка по поставкам ТВС в СНГ, Восточную Европу и др.;

- обеспечение возможности участия России в конкурсных проектах по созданию исследовательских реакторов в различных странах мира.

Программа состоит из трех основных этапов:

- разработка и создание твэлов и ТВС с топливом на основе UO_2+Al ;
- разработка и создание твэлов и ТВС с высокоплотным топливом на основе уран-молибденовых сплавов;
- разработка твэлов стержневого типа и ТВС на их основе для исследовательских реакторов.

Расчетные обоснования конверсии исследовательского реактора ВВР-СМ (Узбекистан) на низкообогащенное топливо.

В докладе представлены результаты нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов конверсии исследовательского реактора ВВР-СМ (Узбекистан) на низкообогащенное топливо с использованием в активной зоне:

- 18 ТВС типа ИРТ-4М с топливом UO_2+Al , обогащением 19,7% по урану-235;
- 18 ТВС типа ИРТ-3М с топливом $U-9\%Mo+Al$, обогащением 19,7% по урану -235;
- 20 ТВС типа ИРТ-3М с топливом $U-9\%Mo+Al$, обогащением 19,7% по урану -235.

В настоящее время активная зона исследовательского реактора ВВР-СМ (Узбекистан) состоит из 18 ТВС типа ИРТ-3М с топливом UO_2+Al , обогащением 36% по урану-235.

Проведенные расчеты показали, что:

- для реактора с активной зоной из 18 ТВС ИРТ-4М с топливом UO_2+Al , обогащением 19,7% по урану-235 плотности потоков нейтронов в активной зоне и отражателе уменьшаются на (2÷5)%, предельно допустимая мощность реактора может быть увеличена до 11,05 МВт, продолжительность равновесного топливного цикла уменьшается до 11,1 суток при среднем выгорании топлива в выгружаемой ТВС 27%;
- для реактора с активной зоной из 18 ТВС типа ИРТ-3М с топливом $U-9\%Mo+Al$, обогащением 19,7% по урану-235 основные потребительские характеристики почти не изменяются: средние потоки нейтронов в активной зоне и отражателе, предельно допустимая мощность (10,5 МВт),

продолжительность топливного цикла (26,6 сут) при среднем выгорании топлива в выгружаемой ТВС 45%;

- при загрузке реактора до 20 ТВС типа ИРТ-3М с топливом U-9%Mo+Al, обогащением 19,7% по урану предельно-допустимая мощность может быть увеличена до 11,1 МВт, плотности потоков нейтронов в активной зоне и отражателе увеличиваются на (3÷6)%, продолжительность топливного цикла увеличивается до 30,5 суток при среднем выгорании в выгружаемой ТВС 53,6%.

В докладе представлены схематический поперечный разрез реактора ВВР-СМ с активной зоной из 18 ТВС и поперечное сечение ТВС типа ИРТ-3М и ИРТ-4М.

ОСОБЕННОСТИ ВЫБОРА СОВРЕМЕННЫХ МЕТАЛЛООБНАРУЖИТЕЛЕЙ ДЛЯ ОСОБООПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ

Терехов К.Г.

ФГУП СНПО «Элерон»

Металлообнаружитель (МО) предназначен для обнаружения металлических предметов, запрещенных к проносу через контрольную зону (например, контрольно-пропускной пункт АЭС). При наличии предметов поиска металлообнаружитель формирует сигнал тревоги.

Первые прототипы металлообнаружителей появились еще в начале 20-го века, сферы их применения были весьма ограничены. В настоящее время количество объектов, использующих МО, значительно возросло. Во многих кинотеатрах, больницах, магазинах, парках установлены МО, их применение обусловлено необходимостью исключения несанкционированного проноса на объект огнестрельного и холодного оружия, боеприпасов, а также взрывных устройств (мин, гранат и т.п.) [1].

Трудности выбора и применения МО обусловлены тем, что в последнее время появилось неметаллическое оружие. Однако даже в том случае, когда оружие выполнено из композитных материалов в нем, тем не менее, обязательно будут присутствовать такие металлические части, как ствол, пружина, боек. Кроме того, при формализации требований к МО следует учитывать возможную номенклатуру разрешенных к проносу

металлических предметов (МП), ряда предметов личного пользования (ПЛП).

Совершенствование и развитие МО идет по пути:

- улучшения основных характеристик существующих приборов (чувствительности, помехоустойчивости, вероятности обнаружения и ложного срабатывания, технической надежности, избирательности и т.п.);
- создания селективных приборов специального назначения для контроля особо-ценных металлов (золото, серебро, платина и др.);
- разработки новых принципов локализации и распознавания обнаруживаемых предметов;
- совершенствование дизайна для интеграции с окружающим интерьером заведений, требующих стильности обстановки;
- создания новейших автотестирующихся средств, ориентированных на применение в интегрированных системах, автоматически адаптирующихся к условиям эксплуатации [2, 3].

Литература

1. [Электронный ресурс]: Официальный сайт Государственного регионального образовательного центра. – Режим доступа: <http://www.sec.ru>.
2. Мишин Е.Т., Соколов Е.Е.. Построение систем физической защиты потенциально опасных объектов. М.: «Радио и связь», 2005.
3. Каталог продукции ФГУП «СНПО «Элерон». М.: ФГУП «СНПО «Элерон», 2008.

ПРОБЛЕМЫ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ ЯО И ЯМ С ТОЧКИ ЗРЕНИЯ ОСВЕЩЕНИЯ В ОТКРЫТОЙ ПЕЧАТИ

Туровцева И.О., Коробейников К.А.

Снежинская государственная физико-техническая академия

Идея данной статьи возникла при обзоре публикаций по вопросу нераспространения ЯО и ЯМ с целью его более углубленного изучения и понимания. Всего рассмотрено около 30 работ, в том числе

аналитические обзоры [1], материалы конференций [2,3], публикации в Интернете и т.д. Естественно, что этот обзор не мог быть исчерпывающим, так как не рассматривал источники на других языках, но общие тенденции и направления решения проблемы в целом выявил. Хотелось бы остановиться только на тех вопросах и критических замечаниях, которые возникли в процессе чтения.

Первое, на что обращаешь внимание – значительное количество публикаций очень близкого содержания. Иногда просто повторения и, как правило, без указания первоисточника. Подобная ситуация была бы понятной в первые два - три года, когда тема была еще недостаточно изучена, но сейчас, по прошествии более 8 лет выглядит несколько странно.

При общем большом количестве предельно малое число публикаций, где рассматриваются реально значимые достижения в этой области. Если по организационным вопросам еще что-то можно найти, то по техническим - как большое исключение [2]. Можно догадаться, что большинство реальных технических достижений находится в закрытой тематике, но никто и не требует, чтобы их открывали. Достаточно лишь упоминания о виде разработки, чтобы правильно оценивать современное состояние вопроса.

Из публикаций также не очень ясно с расстановкой приоритетов при решении задач нераспространения. Вопрос уже далеко не праздный, так как в условиях кризиса финансирование многих программ неизбежно будет сворачиваться, то есть придется выбирать между более и менее важным.

Для начала методами статистики или какими-либо другими нужно оценить как вероятность несанкционированного использования ЯО и ЯМ, так и возможные последствия. Например, в работе [3] предлагается модель поведения ядерных террористов. Но для такой серьезной проблемы как нераспространение, и решение должно быть не менее серьезным и всеобъемлющим, то есть для всех видов риска с указанием последствий, обоснованных мер.

В завершении хотелось бы остановиться на освещении проблем нераспространения в материалах различных конференций, в частности, молодежных. Если с количеством докладов нормально, их скорее нужно уменьшать, чем увеличивать, то качественный уровень - оставляет желать лучшего. Как правило, это исторические справки, которые уже поднадоели, общие положения из материалов «взрослых» конференций или публикаций и, в лучшем случае, одно два общих пожелания – вывода. Работы, связанные с конкретной тематикой, наоборот,

наукоемки, что с головой выдает взрослого руководителя. В конце концов, на это можно закрыть глаза, ведь наука все равно будет развиваться. Но вопрос уже не в научной этике, а в привыкании, что любой материал сгодится, лишь бы он имел соответствующее название, то есть очередная формалистика, которая в отчетах фигурирует как научные результаты. В принципе и с этим можно смириться, но как тогда быть с мотивацией занятий наукой для молодежи? Ведь то, что даром или почти даром дается, как правило, не ценится.

Для устранения указанных недостатков предлагается:

- создать единую базу данных по проблемам нераспространения с указанием полностью или частично нерешенных и решенных проблем. Единая информационная справка с форумом;
- установить разумный минимум требований по содержанию публикаций, по крайней мере, в официальных изданиях, позволяющий отсеять заведомо слабые и несамостоятельные работы;
- на один - два года «заморозить» тематику нераспространения на конференциях, сделав исключение лишь, для особо-важных международных.

Понятно, что указанные проблемы невозможно решить за один – два года, но как-то «оздоровить» атмосферу и повысить эффективность публикаций по названному направлению они способны.

Литература

1. Ядерная и радиационная безопасность в России. //Информационно справочные материалы. – М.: 2000. – 32 с.
2. Меры укрепления доверия в ядерной сфере и стратегическая стабильность // Материалы НТС Института стратегической стабильности Минатома России и Центра оборонной информации США. – М.: 2003. – 77 с.
3. Материалы четвертого российско-китайского семинара по стратегической стабильности в мире и контролю над вооружениями. – М.: 2005. – 231 с.

ПЛАВУЧИЕ АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ: АНАЛИЗ ФИЗИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В УСЛОВИЯХ ЭКСПОРТА

Худолеева А.П.

Томский политехнический университет

Плавающая АЭС (ПАЭС) – это комплекс следующих сооружений: гладкопалубное несамходное судно – плавучий энергетический блок (ПЭБ), гидротехнические постройки и береговая инфраструктура [1].

Данное российское технологическое новшество, его транспортабельность, способность базироваться в любом прибрежном районе, привлекло внимание зарубежных морских и островных государств, поэтому контроль над новым мобильным источником энергии должен будет занять соответствующее место в международном режиме ядерного нераспространения. В данном контексте одним из важнейших вопросов безопасности будет обеспечение физической защиты (ФЗ) ПАЭС, так как ФЗ играет важную роль в поддержке целей ядерного нераспространения и противодействия терроризму [2].

Цель данной работы - изучение вопросов ФЗ ПАЭС, выявление уязвимых мест и возможного перечня угроз для ПАЭС.

Для проведения анализа взяты ПАЭС с реакторными установками КЛТ-40С [1] и КЛТ-20 [3]. Они будут отличаться по одному очень существенному признаку – наличие свежего и облученного ядерного топлива, а, следовательно, его перегрузка, хранение и обращение с ним. В случае с КЛТ-40С все эти операции будут проводиться на борту станции, в случае с КЛТ-20 – нет.

Деятельность по организации ФЗ ПАЭС начинается с документального оформления. На территории России нормативно-правовой базой будут служить Федеральный закон «Об использовании атомной энергии» (глава № XI) и «Правила физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов». Возможно в будущем, в соответствии с [5], если ПАЭС будут поставлены на массовое производство, необходимо будет разработать новые Рекомендации по организации системы ФЗ ПАЭС с целью разъяснения наилучших и эффективных способов осуществления некоторых принципов ФЗ применительно к водной среде.

В случае международного применения ПАЭС, в первую очередь, необходимо, чтобы данная деятельность не противоречила Договору о нераспространении ядерного оружия. Далее основой для организации ФЗ будут два документа МАГАТЭ: «Конвенция о физической защите

ядерного материала» и «Рекомендации по физической защите ядерного материала» (INFCIRC/225/Rev.4).

Важной особенностью документов объектового уровня будет то, что, скорее всего, они будут разработаны при участии соответствующих спецслужб страны-покупателя, чтобы обеспечить слаженную работу служб безопасности, сил охраны и других подразделений в целях создания эффективной системы ФЗ ПАЭС. Здесь важно также рассмотреть случай возникновения военных действий на территории страны-покупателя и соответственно реакция и действия российской стороны.

В данной работе рассмотрен вариант базирования ПАЭС в азиатских странах, которые уже проявили интерес к данному проекту. Среди них наибольшую обеспокоенность вызывают Индонезия и Малайзия, так как географические условия, наличие оживленных торговых путей дают большие возможности для терактов на море. Тем более, что данный регион известен своими пиратскими нападениями. На рассмотрение будет взят вариант базирования станции у берегов Малайзии и Индонезии.

В тезисах приведена упрощенная схема анализа без описания методик, численных значений, схем и рисунков.

Анализ географического местоположения ПАЭС в общем случае для КЛТ-40С и КЛТ-20 показал, что климат наложит определенные ограничения на оборудование территории, проведение коммуникаций системы ФЗ и выбор датчиков обнаружения.

Главная конструктивная особенность ПАЭС - расположение на гладкопалубном самоходном судне, поэтому вероятность угона судна невелика. Наиболее уязвимой частью ПЭБ будет его середина, где будет находиться реакторный зал. Отсюда и необходимость сооружения инженерных средств ФЗ, обеспечивающих защиту корпуса ПЭБ со стороны акватории. ЯМ оружейного качества, а также изделия на их основе не будут использоваться ни на борту КЛТ-40С, ни КЛТ-20.

По результатам категорирования в соответствии с [5, 6] ПАЭС – ядерный объект II категории.

По результатам определения и ранжирования перечня угроз методом расстановки приоритетов [7]:

- проектная угроза для ПАЭС с РУ КЛТ-40С – это захват пиратами, террористами судна и экипажа (в качестве заложников) во время стоянки ПАЭС на месте использования с целью шантажа и получения выкупа; одновременно с

незаконным присвоением ЯМ (РАО) для их последующего несанкционированного использования;

- проектная угроза для ПАЭС с РУ КЛТ-20 – это диверсия с использованием взрывчатых веществ или тяжелого механического воздействия с помощью другого самоходного судна, приводящая к разрушению (повреждению) корпуса ПЭБ, как следствие, аварии и выбросу радиоактивности в пределах санитарно-защитной зоны.

Для целей нераспространения на борту станций будет работать российский персонал, поэтому тип внутреннего нарушителя исключен из анализа. Учитывая наличие оживленных морских путей, количество действующих террористических организаций в регионе [8], а также возможность пиратского нападения, общая модель нарушителя следующая - террористическая группа в количестве не менее 10 человек, хорошо вооруженная, оснащенная необходимыми техническими средствами и плавсредствами, использующая насильственную тактику действий, готовая понести человеческие потери, что говорит о решимости достижения поставленной цели.

Таким образом, анализ показал, что эксплуатация ПАЭС в прибрежных водах островных государств Индонезии и Малайзии может быть небезопасна не только для прилежащих государств, но и для остальных стран мира. Так как в случае успешной реализации террористами проектной угрозы, судно может быть захвачено, ЯМ или РАО похищены и использованы в преступных целях в любом другом государстве мира.

Учитывая высокий уровень преступности, можно сказать, что вероятность осуществления проектной угрозы очень высока. В связи с этим СФЗ ПАЭС должна быть эффективна в противодействии внешним механическим воздействиям нарушителя, защите корпуса ПЭБ и своевременном обнаружении несанкционированного проникновения плавсредств и террористов-дайверов в охраняемое водное и подводное пространство станции.

Согласно [5], охрану ЯО осуществляют воинские части МВД РФ (п.9, п.44), при необходимости охрану и сопровождение ЯМ при транспортировании обеспечивает Министерство обороны РФ. В сложившихся условиях вполне вероятно, что ПАЭС должна будет постоянно находиться под охраной военно-морских сил РФ. Не стоит забывать о том, что прибрежная территория также должна находиться под охраной от несанкционированного проникновения. По некоторым оценкам поддержание ФЗ на должном уровне составит от 10% до 50% от

общей стоимости ПАЭС. Возможно, обязанности по организации ФЗ будут разделены между Россией и страной-покупателем. В этом случае участникам сделки придется решить большое количество правовых вопросов, а также обсудить взаимодействие сторон в случае начала боевых действий в регионе установки ПАЭС. С учетом затрат на обеспечение ФЗ стоимость энергии ПАЭС может существенно подорожать для страны-покупателя и тогда выбор может быть сделан не в пользу ПАЭС, а более надежного и безопасного наземного источника атомной или любой другой энергии.

Литература

1. О проекте головной АТЭС ММ на базе плавучего энергоблока с РУ КЛТ-40С в городе Северодвинске. [Электронный ресурс]: Материалы официального сайта Государственной корпорации по атомной энергии. – Режим доступа: <http://www.minatom.ru/News/Main/view?id=6318&idChannel=228>.
2. Конвенция о физической защите ядерного материала, май 1980 г.
3. [Электронный ресурс]: Материалы официального сайта МАГАТЭ. – Режим доступа: http://www.iaea.org/Publications/Documents/Infocircs/Others/Russian/infocirc274r1_rus.pdf.
4. IAEA-TECDOC-1536. Status of small reactors design without on-site refueling, January 2007. [Электронный ресурс]: IAEA Official Site Materials. – Режим доступа: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1536_web.pdf.
5. IAEA-TECDOC-1487. Advanced nuclear plant design options to cope with external events, February, 2006. [Электронный ресурс]: IAEA Official Site Materials. – Режим доступа: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1487_web.pdf.
6. «Правила физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов», утвержденные постановлением Правительства РФ от 19 июля 2007 года № 456. [Электронный ресурс]: Материалы официального сайта Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору. – Режим доступа: <http://www.gosnadzor.ru/about/postanov1456.html>.

7. «Требования к системам физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов» (НП-083-07), утвержденные постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 27 декабря 2007 года № 7. [Электронный ресурс]: Материалы официального сайта Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору. – Режим доступа: <http://www.gosnadzor.ru/slugba/np08307.html>.
8. Бояринцев А.В., Бражник А.Н., Зуев А.Г.. «Проблемы антитерроризма: Категорирование и анализ уязвимости объектов». – СПб.: ЗАО «НПП «ИСТА-Системс», 2006.
9. Справочная информация по террористическим организациям и группировкам. [Электронный ресурс]: Материалы официального сайта исследовательского центра Agentura.ru. – Режим доступа: <http://studies.agentura.ru/to/>.

Список организаций, представленных на конференции

Список организаций, представленных на конференции

Institute for Energy, Joint Research Center

SIPRI

ГНУ ВНИИСХРАЭ Россельхозакадемии

ГУ МРНЦ РАМН

ГУ Научно-производственное объединение «Тайфун»

Ивановский государственный энергетический университет

Московский энергетический институт (технический университет)

НИЯУ «МИФИ»

Новосибирский государственный технический университет

НТУУ «КПИ»

ОАО «Атомэнергопроект»

ОАО «ГНЦ НИИАР»

ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»

ОАО «НПО ЦКТИ им. И.И. Ползунова»

ОАО НПО «ЦНИИТМАШ»

ОАО «Сибирский химический комбинат»

ОАО «Уральский электрохимический комбинат»

Обнинский государственный технический университет

атомной энергетики

ООО «Холтек Украина»

Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева

РФЯЦ-ВНИИЭФ

Санкт-Петербургский государственный университет

Санкт-Петербургский государственный политехнический университет

Санкт-Петербургский государственный технологический институт

(технический университет)

Северская государственная технологическая академия

Снежинская государственная физико-техническая академия

Томский политехнический университет

Ульяновский государственный университет, филиал в г. Димитровграде

Уральский государственный технический университет

ФГОУ ВПО «СарФТИ»

ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ им. А.И. Лейпунского»

ФГУП «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала»

ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»

ФГУП СНПО «Элерон»

ФГУП «ЦНИИАТОМИНФОРМ»

Филиал ОАО «Концерн Энергоатом» «Калининская атомная станция»

Филиал ОАО «Концерн Энергоатом» «Ленинградская атомная станция»

Алфавитный список авторов докладов

А		Д	
Алешина А.В.	21	Данилин Л.Д.	41
Алферова А.А.	97	Дворяшин А.М.	118
Альхименко А.В.	57	Демянюк Д.Г.	132
Амелюшина А.Г.	68		
Андриец С.П.	121		
Аникин А.А.	58	Е	
Антонов А.В.	82, 90	Еперина Л.Д.	68
Архипова Ю.А.	23	Еремин А.Д.	30
Атнюкова О.Е.	127		
		Ж	
Б		Жемков И.Ю.	59
Балунов Б.Ф.	86	Житков С.А.	46
Баранов А.П.	98	Жуков Г.П.	33
Бекетов Е.Е.	98		
Белозеров С.В.	109	З	
Бетенеков Н.Д.	26	Змиенко Д.С.	66
Бушуев А.В.	127	Золотухин И.А.	78
		Зубарев Н.В.	127
В			
Варивцев А.В.	59	И	
Вишняков А.Ю.	100	Иванова Е.В.	103
Вишнякова А.Д.	61	Ильин В.А.	86
Воронина А.В.	26	Илькович В.В.	75
Ворончихина М.Е.	100	Ильченко А.Г.	119
		Исаева Е.В.	98
Г		Истомин А.Д.	47
Гальченко В.В.	75		
Гончаренко А.А.	128	К	
Горашенко Н.Г.	100	Кавзакова А.Ю.	118
Горбатов В.П.	71	Казаров Э.Г.	71
Горцунова К.Р.	26	Казеко Е.П.	104
Гредасов П.О.	63	Калякин Д.С.	73
Гуденко А.С.	66	Камаев Д.А.	33
Гущин А.А.	121	Каратаев В.В.	78
		Карташев Е.Ф.	134
		Кеслер А.Г.	47
		Китаева Н.К.	104
		Кожин А.Ф.	127
		Колбин А.С.	130

Кораблев О.В.	111	Морозов Н.В.	36
Корнеев А.Е.	66	Мочалов Е.С.	121
Коробейников К.А.	137		
Корякин С.Н.	98	Н	
Кочина Т.А.	97	Набойщиков Ю.В.	59
Кравцова О.А.	134	Наливайко А.В.	36
Красикова Е.А.	104	Некрасов А.В.	115
Краснова Т.Е.	30	Неустроев В.С.	109
Круглов В.Б.	80	Никель К.А.	117
Куатбеков Р.П.	57, 117	Новиков К.С.	78
Кузьмина Е.С.	107	Носкова С.Н.	47
Куликова К.П.	30		
Куприянов А.С.	107	О	
Курина И.С.	118	Островский З.Е.	109
Кустова Г.П.	89		
		П	
Л		Пастухов С.Г.	121
Левченко Е.А.	132	Петриев В.М.	53
Лобановская О.С.	31	Пивоварова Ю.А.	38
Лодейкин Ю.А.	33	Поздеева И.Г.	80
Лукичев В.А.	134	Поленов И.В.	41
Лычагин А.А.	98	Поляков А.А.	82
Лычагин А.К.	89	Полякова И.В.	42
Лякишев С.Л.	74	Попов В.Е.	23, 34
		Прокунин С.В.	44
М		Проскуряков К.Н.	78
Магомедбеков Э.П.	21	Пьянкова Е.Н.	118
Макарец А.Б.	111		
Макаров Е.И.	109	Р	
Макарова Т.В.	89	Растунова И.Л.	44
Макодым В.И.	75	Рогов С.С.	118
Мартыненко В.П.	33	Родионов А.Н.	82
Маслова К.М.	34	Розенкевич М.Б.	44
Матвеева Н.С.	134	Роменков А.А.	49
Мелешкин Н.В.	100	Рыженин Р.А.	85
Мерекин С.Н.	85		
Михайлова Л.А.	77	С	
Морозов А.В.	73	Сажнов В.В.	89
Морозов И.А.	111	Сазонов А.Б.	21

Сайкова Е.Н.	86
Сапрыгин А.В.	36
Седов Д.В.	119
Селявский В.Ю.	46
Сизов А.П.	121
Синотова Е.Н.	97
Скворцов В.Г.	53
Скрипников В.В.	46
Сморызанова О.А.	53

Т

Терехов К.Г.	136
Теровская Т.С.	47
Тесаловский Н.А.	89
Туровцева И.О.	137

У

Ульяненко С.Е.	98
----------------	----

Ф

Федченко В.Г.	132
---------------	-----

Х

Хайретдинов В.У.	58
Хатгарова Е.А.	49
Хорошилов А.В.	121
Худолеева А.П.	140

Ч

Чепурко В.А.	82
Чугунов А.С.	31

Ш

Шакирзянов Ф.Н.	78
Шевченко А.С.	53
Шидловский В.В.	49

Ю

Юдин И.В.	103
Юрина И.А.	100
Юшев А.Б.	90

Я

Янчук В.В.	92
Ярмоленко О.А.	49