

Ю.А. Коровин, В.М. Мурогов

История МАГАТЭ – календарные даты (по материалам публикаций МАГАТЭ) 3

В.М. Мурогов, Н.Н. Пономарев-Степной, В.В. Артисюк, Ю.А. Коровин

От инновационных ядерных технологий к ядерному образованию (к 50-летию образования МАГАТЭ) .. 10

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

Ю.В. Волков, А.В. Соболев

Пример применения марковского процесса с доходами при принятии инженерных решений
в отношении объектов ядерных технологий в условиях неопределенности
на примере объекта «Укрытие» ЧАЭС 16

О.М. Гулина, Н.Л. Сальников

Методы прогнозирования ресурса теплообменного оборудования АС 23

С.П. Саакян, В.А. Острайковский, В.А. Чепурко

Метод обработки статистических данных о надежности оборудования в процессе эксплуатации
атомных станций 30

С.В. Соколов, А.В. Антонов, В.А. Чепурко

Оценка остаточного ресурса невосстанавливаемых элементов электрооборудования СУЗ реактора
РБМК-1000 1 блока Смоленской АЭС 38

Г.В. Токмачев

Подход к применению ВАБ при проектировании АЭС с реакторами ВВЭР нового поколения 44

А.Н. Шкаровский, В.И. Аксенов, А.П. Колеватых, Н.П. Сердунь, А.А. Росляков

Расчетно-техническое обоснование противоаварийных процедур АЭС с ВВЭР-1000 54

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

А.Н. Васильева

Оценка влияния регионального хранилища радиоактивных отходов на окружающую природную
среду и население 65

А.Н. Васильева, Г.В. Козьмин, В.И. Вайзер, О.В. Старков, Н.Е. Латынова

Оценка защитных барьеров на пути миграции радионуклидов в районе размещения хранилища
радиоактивных отходов 74

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

А.В. Бурукин, А.Л. Ижутов, В.В. Калыгин, В.А. Овчинников, В.Н. Шулимов

Методы испытаний в реакторе МИР топлива ВВЭР при переходных и аварийных режимах 83

Н.А. Виногоров, Ю.А. Грозднов, Д.Н. Жуковский

Измерение температурного коэффициента реактивности динамическим методом в условиях
нестационарной концентрации ксенона 92

А.Л. Кочетков, И.П. Матвеенко, Е.В. Рожихин, А.М. Цибуля

Эксперименты в поддержку размещения МОХ-топлива в реакторы ВВЭР 99

Г.Б. Пильнов, А.В. Тихоненко

Статистический анализ данных для нейтронной библиотеки активационных файлов IEAF-2005 109

А.О. Скоморохов, Д.А. Лукьянов

Методика локализации дефектных ТВС при проведении штатных перекомпенсаций 120
в реакторе БН-600

М.Ф. Троянов, В.И. Матвеев, М.Н. Николаев

Физика активных зон быстрых энергетических реакторов 130

CONTENTS

<i>Yu.A. Korovin, V.M. Murogov</i>	
History of IAEA – Calendar Date	3
<i>V.M. Murogov, N.N. Ponomarev-Stepnay, V.V. Artisyuk, Yu.A. Korovin</i>	
From Innovative Nuclear Technology to Nuclear Education	10
SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP	
<i>Yu.V. Volkov, A.V. Sobolev</i>	
Example of Application Markovs Process with Incomes at Acceptance of Engineering Decisions Concerning Objects of Nuclear Technologies in Conditions of Uncertainty on an Example of Object «Shelter» Chernobyl NPP	16
<i>O.M. Gulina, N.L. Salnikov</i>	
NPP Equipment Life Time Prediction Methods	23
<i>S.P. Saakian, V.A. Ostreikovsky, V.A. Chepurko</i>	
Method for Processing of Statistical Data on Equipment Reliability During NPP Operation	30
<i>S.V. Sokolov, A.V. Antonov, V.A. Chepurko</i>	
The Residual Life Time Estimation for the Nonrestorable Elements of the RBMK-1000	38
PCS Electrical	
<i>G.V. Tokmachev</i>	
Application of PSA for NPPs with VVER-type Reactors of New Generation under Design	44
<i>A.N. Shkarovskiy, V.I. Aksenov, A.P. Kolevatyh, N.P. Serdun, A.A. Roslyakov</i>	
Technical and Numerical Substantiation of Procedures Preventing Accident at VVER-1000 Based NPP	54
ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING	
<i>A.N. Vasilyeva</i>	
Estimation of Influence of Regional Radioactive Waste Storage on Natural Environment and the Population	65
<i>A.N. Vasilyeva, G.V. Kozmin, V.I. Vaizer, O.V. Starkov, N.E. Latynova</i>	
The Assessment of Protective Barriers Against Radionuclide Migration in the Region of the Radioactive Waste Storage Situation	74
REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY	
<i>A.V. Burukin, A.L. Izhutov, V.V. Kalygin, V.A. Ovchinnikov, V.N. Shulimov</i>	
Test Methods of VVER Fuel with Simulating Transitive and Emergency Modes In the MIR Reactor	83
<i>N.A. Vinogradov, Yu.A. Groznov, D.N. Jukovsky</i>	
Reactivity Temperature Coefficient Measurement by the Dynamic Method under Non-equilibrium Xenon Concentration Conditions	92
<i>A.L. Kochetkov, I.P. Matveenko, E.V. Rojihin, A.M. Tsibulya</i>	
Experiments in Support of MOX Fuel Disposal Program in VVER	99
<i>G.B. Pilnov, A.V. Tikhonenko</i>	
Statistical Analysis Data for Neutron Library of Activation Files «IEAF-2005»	109
<i>A.O. Skomorokhov, D.A. Lukyanov</i>	
Regular Burnup Compensations Method to Locate Defected Fuel Assemblies on BN-600 Sodium Cooled Fast Reactors	120
<i>M.F. Troyanov, V.I. Matveev, M.N. Nickolaev</i>	
Physics of Fast Reactor Cores	130

ИСТОРИЯ МАГАТЭ – КАЛЕНДАРНЫЕ ДАТЫ (ПО МАТЕРИАЛАМ ПУБЛИКАЦИЙ МАГАТЭ)

Ю.А. Коровин, В.М. Мурогов

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

В июле 2007 г. исполнилось 50 лет со дня официального образования уникальной и важнейшей международной организации ООН – Международного агентства атомной энергии (МАГАТЭ). Это единственная организация ООН, отвечающая за мирное использование всех ядерных технологий на благо человечества (от энергетики деления и синтеза – до здравоохранения и сельского хозяйства). Это также единственная «энергетическая» организация в системе ООН. Ниже сделана попытка представить историю МАГАТЭ – даты его развития до наших дней (на фоне событий, происходивших в мире).

1953

На Генеральной Ассамблее ООН Президент США Д.Эйзенхауэр выступил с инициативой «Атом для мира» с призывом образовать Международное агентство по атомной энергии.

1954

Пуск Первой в мире АЭС в СССР (Обнинск).

1955

Группа из двенадцати стран начала работу над Уставом Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ – ИАЕА): Австралия, Англия, Бельгия, Бразилия, Индия, Канада, Португалия, СССР, США, Франция, Чехословакия и Южная Африка.

Состоялась Первая Международная конференция ООН по мирному использованию ядерной энергии (Женева).

1956

В октябре 82 страны – члены ООН утвердили Устав МАГАТЭ – как организации, ответственной за контроль и развитие ядерной энергии в мирных целях.

1957

Официально объявлено о создании МАГАТЭ 29 июля, в день, когда необходимое число государств-участников ратифицировало Устав МАГАТЭ. В октябре делегации из 59 государств присутствовали на Первой Генеральной конференции МАГАТЭ в Вене (Австрия).

Первый совет управляющих МАГАТЭ включал 23 государства-членов МАГАТЭ: Аргентину, Австралию, Бразилию, Канаду, Чехословакию, Францию, Гватемалу, Индию, Италию, Японию, Корею, Пакистан, Перу, Португалию, Румынию, Швецию, Турцию, ЮАР, СССР, Египет, Великобританию и США.

В этом же году западные страны учредили во Франции (в Париже) Европейское ядерное энергетическое агентство в рамках Организации европейского экономического сотрудничества (сейчас NEA-OECD).

1958

В июле ООН организовала Вторую Международную конференцию по мирному использованию атомной энергии, раскрыла техническую и научную информации международному сообществу по большинству вопросов о гражданском ядерном топливном цикле, исключая обогащение урана.

МАГАТЭ инициирует техническую программу помощи и заключает контракты по ядерным исследованиям с лабораториями и научными институтами.

США и СССР начали переговоры в Женеве о запрете испытаний ядерного оружия.

1959

МАГАТЭ созвало Первую научную конференцию о медицинском радионуклидном сканировании (апрель) и Первую научную конференцию по применению источников радиации в промышленности (сентябрь).

В СССР построен первый атомный ледокол «Ленин».

1960

В феврале Франция испытала свое первое ядерное оружие, и стала четвертым государством, объявившим себя ядерно-вооруженной державой.

1961

Профессор-физик З. Эклунд (швед по национальности) назначен Генеральным директором МАГАТЭ.

Лаборатория МАГАТЭ открылась в Сейберсдорфе (Австрия) недалеко от Вены, с целью широкомасштабных ядерных исследований.

МАГАТЭ заключило трехстороннее соглашение с Экологическим институтом (в Монако), с целью исследования эффектов радиоактивности в морях, в итоге приведшей к созданию лаборатории изучения морской среды под эгидой МАГАТЭ.

1962

Ядерные испытания в атмосфере продолжались с частотой более одного взрыва в неделю.

В июле МАГАТЭ одобрило основные стандарты по безопасности для радиационной защиты, на основании которых страны должны строить свои национальные стандарты.

В октябре кубинский кризис привлек международное внимание к проблеме опасности распространения делящихся материалов, и положил начало переговорам между латиноамериканскими странами, с целью сделать этот регион неядерным.

1963

США и СССР после кризиса на Кубе ускорили темпы по увеличению контроля за ядерным вооружением. Был заключен договор о частичном запрете ядерных испытаний, при содействии США, СССР, Британии. Это соглашение запретило испытания в атмосфере, под водой и в открытом космосе.

1964

В Триесте (Италия), МАГАТЭ торжественно открыло Международный центр по теоретической физике, который служит в качестве исследовательского и подготовительного центра для ученых из развивающихся стран.

В Женеве в августе состоялась Третья Международная конференция ООН по мирному использованию ядерной энергии. По прогнозу МАГАТЭ ожидалось строительство к 2000 г. около 1000 АЭС.

В октябре Китай испытал ядерную бомбу и стал 5-ой ядерной державой, наряду с Францией, Россией, Британией и США.

1967

Соглашение Тлателолко по запрету ядерного оружия в Латинской Америке открыто для подписи в Мехико. Соглашение требовало от всех участников принятия требований МАГАТЭ по гарантиям нераспространения.

1968

Мексика стала первой страной, которая поставила свою ядерную программу под гарантии МАГАТЭ согласно Тлателолкоскому соглашению. Глобальный НРТ (Договор о нераспространении) был подготовлен и открыт для подписания. Он установил предел количества стран, владеющих ядерным оружием: США, СССР (сегодня Россия), Англия, Франция и Китай, которые обязуются направить усилия на разоружение. От других стран, не обладающих ядерным оружием, требовалось воздержаться от создания ядерных установок не мирного назначения и заключить соглашение о гарантиях с МАГАТЭ по их ядерным материалам. Соглашение обеспечивает для этих стран помочь в передаче технологий мирного использования ядерной энергии.

1969

В апреле Тлателолкское соглашение вступило в силу.

Ядерная энергия служила энергетическим источником в течение исторической миссии «Аполлон», три астронавта установили атомный генератор на поверхность Луны.

1970

МАГАТЭ учредило Комитет по гарантиям, возглавляемый австрийцем Куртом Валдхаймом, чтобы определить условия соблюдения Договора о нераспространении, который вступил в силу в марте.

В мае в МАГАТЭ начала работать глобальная база данных по публикациям в области мирного использования ядерной энергии (Международная система ядерной информации, INIS).

1971

Образована комиссия Цангера, состоящая из экспертов государств, подписавших Договор о ядерном нераспространении, для контроля экспорта ядерного оборудования и материалов.

В Женеве, созвана Четвертая Международная конференция ООН по мирному использованию ядерной энергии.

1972

Конференция ООН по среде обитания человека (Стокгольм) с участием МАГАТЭ. Обсуждается роль ядерной энергетики, парниковый эффект и другие экологические и радиационные проблемы. МАГАТЭ выпустило первое соглашение для установления региональной технической кооперации в ядерной области (Региональное соглашение по кооперации для Азии и Океании).

1973

Глобальный энергетический кризис, спровоцированный странами ОПЕК, вызвал новый интерес к перспективам ядерной энергетики.

В апреле МАГАТЭ и Евроатом подписали Соглашение о соблюдении гарантий в рамках Договора о нераспространении, что являлось важным шагом вперед, к созданию системы международных проверок.

1974

В мае Индия осуществила так называемый «мирный» ядерный взрыв. МАГАТЭ начало изучение возможностей региональных центров ЯТЦ для переработки ядерного топлива и обращения с отходами.

1975

В мае состоялась первая обзорная конференция по Договору о нераспространении (с участием 91 страны – членов договора).

1976

Совместно с Всемирной организацией здравоохранения (ВОЗ-WHO) МАГАТЭ создало глобальную сеть лабораторий по дозиметрии для продвижения глобальных стандартов по безопасному использованию источников радиации в медицине, промышленности и других областях.

1977

В Вене состоялась Международная конференция по изучению ядерного топливного цикла (INFCE-МОЯТЦ), открывшая многолетнее исследование проблем, связанных с мирным использованием ядерной энергии и риском распространения.

1978

США внесли поправки в свой Закон по атомной энергии 1954 г. и ввели в действие Акт ядерного нераспространения, устанавливающий ограничения на экспорт ядерных технологий и требования, полностью соответствующие гарантиям МАГАТЭ.

1979

В США опубликован доклад о ядерной аварии на станции 28 марта Three Mile Island (TMI) около Харрисбурга (Пенсильвания). Ядерная авария TMI не привела к человеческим жертвам, но привела к затратам более 1 млрд.долл. США для ликвидации ее послед-

ствий. Была сформирована Экспертная группа МАГАТЭ и разработаны международные инструкции по выходу из чрезвычайных ситуаций и ответственности.

1980

В Женеве состоялась Вторая обзорная конференция по Договору о нераспространении. В МАГАТЭ создан Комитет по гарантам, чтобы контролировать развитие ядерной промышленности и сотрудничество для мирных целей под эгидой нераспространения.

1981

В июне Израиль атаковал ядерный испытательный реактор в Талузе, построенный французами в Ираке, под предлогом того, что он используется для создания ядерного оружия. Реактор был под гарантами МАГАТЭ. В сентябре Генеральная конференция назначила доктора Ханса Бликса новым Генеральным директором МАГАТЭ, сменившим на этом посту профессора З.Эклунда.

1982

Генеральная Ассамблея ООН провела специальную сессию по разоружению, в которой Китай, Франция и СССР скорректировали свои односторонние соглашения относительно гарантов безопасности для стран, не обладающих ядерным оружием.

Заключено Региональное соглашение в области технической кооперации для Латинской Америки (ARCAL).

1983

Состоялась важнейшая Международная конференция МАГАТЭ в США, которая констатировала реальность технологии безопасности захоронения радиоактивных отходов.

1984

Китай присоединился к МАГАТЭ.

1985

На III обзорной конференции по Договору о нераспространении (NPT) участники приняли окончательную Декларацию по расширению зон, свободных от ядерного оружия и процессу ядерного разоружения.

В ноябре состоялся Первый Саммит Президентов СССР и США (М. Горбачева и Р. Рейгана). Одним из результатов встречи явилась инициатива по международной кооперации по созданию термоядерной установки (ITER) с участием СССР, США, Европейского союза и Японии под эгидой МАГАТЭ.

1986

26 апреля произошла авария на Чернобыльской АЭС с разрушением реактора четвертого блока. В августе в МАГАТЭ состоялась Первая Международная конференция по анализу Чернобыльской аварии. В сентябре МАГАТЭ одобрило две международные конференции по ядерной безопасности. В декабре подписано Соглашение о зоне, свободной от ядерного оружия в Южной Океании.

1987

Конвенция по физической защите ядерных материалов вступила в силу. Она требует защиты ядерных материалов при международных транспортировках.

В ноябре МАГАТЭ начало помогать Бразилии справиться с последствиями серьезной радиоактивной аварии, связанной с брошенным радиоактивным источником.

1988

В СССР впервые опубликован открытый доклад о радиологической аварии на предприятии «Маяк» на Урале в 1957 г.

1990

Четвертая обзорная конференция ООН по Договору о нераспространении (NRT) в Женеве. Региональное соглашение AFRA вступило в силу для стран Африки, заинтересованных в развитии ядерных исследований и подготовке кадров.

1991

Китай и Франция, две страны с ядерным оружием, объявили о желании подписать Договор о нераспространении. Начались ядерные инспекции МАГАТЭ в Ираке по мандату ООН после военных действий в Персидском заливе (после нападения Ирака на Кувейт).

1992

На Конференции ООН по экологии и развитию (Саммит Планеты в Рио-де Жанейро, Бразилия) одобрена «Повестка 21-го века» (Agenda 21) – документ, определяющий действия, необходимые для стабильного развития планеты. МАГАТЭ ответственно за проблемы радиоактивных отходов. В мае начались инспекции МАГАТЭ в Северной Корее.

1993

МАГАТЭ начало реализацию четырехлетнего проекта с Россией и Норвегией по анализу радиоактивного загрязнения Арктических морей. Совет Управляющих МАГАТЭ заявил о наличии в Северной Корее деятельности, несовместимой с Соглашением о гарантиях. Технические эксперты МАГАТЭ посетили бывшие ядерные оборонные объекты в Южной Африке. В Вене Совет Управляющих МАГАТЭ начал рассмотрение новой Программы «93+2» по усилению режима нераспространения.

1994

Конференция ООН по разоружению начала обсуждение Соглашения об обнаружении ядерных испытаний (СТВТ). Страны – члены МАГАТЭ одобрили Международную конвенцию по ядерной безопасности – первый глобальный юридический документ, определяющий основы стандартов безопасности АЭС. Под эгидой МАГАТЭ осуществлена транспортировка облученного топлива из Ирака в Россию.

1995

Совет Управляющих МАГАТЭ одобрил усиление режима нераспространения и расширение прав инспекторов МАГАТЭ в соответствии с Программой «93+2». Китай и Франция провели «заключительные» ядерные испытания готовясь к подписанию Соглашения о запрете ядерных испытаний. Вслед за инспекцией радиологической обстановки в Семипалатинске, МАГАТЭ провело радиологические исследования на атолле Маруроа и других местах прошлых ядерных испытаний.

1996

Международная Чернобыльская конференция суммировала результаты радиологических последствий Чернобыльской катастрофы через десятилетие. В Вене решением ООН образована еще одна международная организация по контролю за прекращением ядерных испытаний. ООН объявила о вступлении в силу Конвенции по химическому оружию.

1997

Совет Управляющих МАГАТЭ утвердил Дополнительный Протокол к Соглашению о гарантиях. Египтянин Мохаммед Эль Барадеи (помощник Гендиректора МАГАТЭ по международным отношениям) назначен Генеральным директором МАГАТЭ, сменив на этом посту доктора Х.Бликса. В Вене в июне состоялась Международная конференция МАГАТЭ по развитию ЯЭ и ее ядерного топливного цикла, включая проблему утилизации плутония. В Южной Корее состоялась Международная конференция по обессоливанию морской воды. В Японии (в Киото) согласовано Соглашение по сокращению эмиссии «парниковых» газов.

1998

Россия предложила проект Глобального закона ООН по борьбе с терроризмом. В мае Индия и Пакистан провели серию ядерных испытаний. МАГАТЭ приостановили инспекцию в Ираке.

1999

Первый научный форум организован во время Генеральной конференции МАГАТЭ в Вене по теме: «Роль ЯЭ для глобального развития человечества». Ядерная авария на установке по производству топлива в Токаймура (Япония). Первое геологическое захоронение для ядерных высокоактивных отходов в США (WIPP).

2000

VI Обзорная конференция по договору о нераспространении (NPT) достигла согласия о необходимости полного ядерного разоружения.

Бывший Генеральный директор МАГАТЭ Ханс Бликс возглавил международную комиссию в Ираке (UNMOVIC). На конференции МАГАТЭ в Буэнос-Айресе участники пришли к выводу, что все больше и больше стран сталкиваются с проблемами контроля источников

радиации, используемых в медицине, промышленности и других областях. Мировые лидеры собрались на Саммит Тысячелетия в Нью-Йорке. Они определили задачи по борьбе с нищетой, которые должны быть решены к 2015 г. Президент РФ выступил на Саммите Тысячелетия с инициативой объединения усилий мирового сообщества по решению проблем стабильного энергетического развития на основе ЯЭ. Гендиректор МАГАТЭ (1961–1981гг.) доктор З.Эдлунд скончался в Вене.

2001

Мохаммед Эль Барадей вторично избран Генеральным директором МАГАТЭ.

МАГАТЭ подключилось к расследованию применения обедненного урана в течение военной миссии на Балканах. Объединенная конвенция по безопасности обращения с отработавшим топливом и безопасному обращению с радиоактивными отходами вступила в силу в июле. Секретариат МАГАТЭ начал ежегодную публикацию обзоров по ядерной энергетике: «Nuclear Technology Review». В связи с трагическими событиями 11 сентября МАГАТЭ провело специальную сессию по ядерному терроризму. Секретариат МАГАТЭ в ответ на призыв Президента РФ на «Саммите Тысячелетия ООН» принял решение по организации Международного проекта ИНПРО (INPRO). 2-ой Научный форум МАГАТЭ во время Генконференции был посвящен роли ядерной науки и технологии для развивающихся стран.

2002

Куба присоединилась к договору о нераспространении ядерного оружия. Страны большой восьмерки объявили о выделении 20 млрд. долл. на борьбу с распространением и ликвидацией последствий разработки оружия. МАГАТЭ с партнерами начали проект по борьбе с мухой «це-це» в Африке – причиной болезни и смерти населения и скота. В МАГАТЭ состоялся Всемирный день воды.

2003

В январе Северная Корея вышла из Договора о нераспространении ядерного оружия. В марте Эль Барадей сообщил, что получил рекомендации руководства США, чтобы все инспектора МАГАТЭ покинули Багдад. Война в Ираке началась 20 марта... В декабре Иран подписал дополнительный протокол к соглашению МАГАТЭ по нераспространению. МАГАТЭ выступило с инициативой создания Всемирного ядерного университета (WNU), поддержанной WNA, WANO и NEA (OECD). МАГАТЭ отметило 50-летие инициативы «Атом для мира», послужившей основой создания МАГАТЭ.

2004

МАГАТЭ вывезло с территории Ливии высокообогащенный уран оружейного качества, хранившийся в исследовательском реакторе Триполи. В июне на конференции МАГАТЭ в России (в Москве и в Обнинске – на Первой в мире АЭС) были обсуждены итоги 50-летия развития ядерной энергетики. Эксперты по безопасности из 37 стран подписали международные стандарты для ядерных энергетических станций. Совет Управляющих МАГАТЭ утвердил Программу РАСТ для помощи развивающимся странам в борьбе с раковыми заболеваниями.

2005

В октябре МАГАТЭ и Генеральному директору присуждена Нобелевская премия «За мир». В США состоялась Первая летняя сессия Всемирного ядерного университета под эгидой МАГАТЭ, WNA и WANO. Доктор Эль Барадей назначен на 3 срок Генеральным директором МАГАТЭ.

Международная группа экспертов провела анализ состояния и перспектив развития ядерного топливного цикла (ЯТЦ) в мире, с точки зрения усиления международного контроля за нераспространением в ЯЭ и возможности и целесообразности создания международных центров ЯТЦ.

2006

VII Обзорная конференция по Договору о нераспространении (NRT) не достигла соглашения по разоружению. Чернобыльская конференция обсудила результаты исследования последствий за 20 лет после катастрофы. МАГАТЭ поддержало инициативы Прези-

дентов США и РФ (G8) о возможных путях усиления режима нераспространения на базе GNEP) при обеспечении стран ядерным топливом с минимизацией риска распространения путем создания международных ядерных топливных центров по обогащению и переработке. Лидеры стран Центральной Азии подписали Соглашение о создании свободной от ядерного оружия зоны.

Генеральный директор МАГАТЭ Эль Барадей высказал свое глубокое сожаление и озабоченность в связи с испытанием ядерного оружия в Северной Корее. Гендиректор приветствовал Соглашение США – Индия в ядерной области. В России (Обнинск) состоялась первая Научная сессия под эгидой МАГАТЭ и ВЯУ под девизом «Ядерные технологии для человечества в 21 веке». Франция выбрана местом строительства ITER – прототипа термоядерного реактора (10 млрд. \$ США). ООН выделила 1,76 млн. \$ США на объединенный проект МАГАТЭ (IAEA FAO) по борьбе с мухой «це-це» в Эфиопии.

2007

Делегация МАГАТЭ посетила Ангарск (Россия) – будущий Международный центр по обогащению ядерного топлива. Продолжается обсуждение под эгидой МАГАТЭ концепции GNEP на основе реализации международных ядерных центров – как основы мирного использования ЯЭ. Генеральный директор МАГАТЭ направил два доклада о сотрудничестве с Ираном и о выполнении Соглашения о гарантиях в свете резолюции по Ирану СБ ООН. МАГАТЭ активно участвует в новой серии научных оценок по Программе ООН изменения климата в результате техногенной активности.

Япония и Республика Корея провели праздничные мероприятия 29 июля, посвященные 50-летию МАГАТЭ.

Заключение-послесловие

МАГАТЭ сегодня – это

- 144 государства-члена Агентства;
- более 2250 специалистов и технических сотрудников;
- более 310 млн. долл. США – регулярный бюджет и 55 млн. долл. США – внебюджетные программы Агентства;
- более 75 млн. долл. США – Фонд технического сотрудничества;
- ежегодно: – более 2300 участников семинаров и совещаний; – более 2100 слушателей учебных курсов; – более 2700 привлекаемых экспертов; – более 1500 молодых специалистов-стажеров; – более 130 проектов по координации НИР; – более 2300 инспекций по гарантиям в год в 152 страны – более 2,6 млн. информационных источников в Международной системе ядерной информации;
- Создана Международная сеть ядерных библиотек (при участии РАЯНО).

ОТ ИННОВАЦИОННЫХ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ К ЯДЕРНОМУ ОБРАЗОВАНИЮ (К 50-ЛЕТИЮ ОБРАЗОВАНИЯ МАГАТЭ)

В.М. Мурогов*, Н.Н. Пономарев-Степной, В.В. Артисюк*,**

Ю.А. Коровин*

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

***РНЦ «Курчатовский институт», г. Москва.*

ВВЕДЕНИЕ

Первые годы нашего столетия ознаменовались рядом важных инициатив Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ), имеющих ключевое значение для возрождения и развития ядерных технологий на благо человечества в XXI веке.

Это касается как использования достижений ядерной науки, техники и технологий для преодоления стоящих перед миром насущных проблем, таких как голод, болезни, загрязнение окружающей среды, повышение уровня знаний, «ядерной» культуры в развивающихся странах и сохранение для будущего использования уникальных знаний и опыта ядерных держав.

Значительная часть деятельности Агентства связана с ядерной энергетикой, включая все ее аспекты, важные для решения проблемы стабильного энергетического развития человечества.

Венцом оценки значения и результатов работы МАГАТЭ стало присуждение в 2005 г. этой организации и ее нынешнему главе – Генеральному директору МАГАТЭ доктору Эль-Барадеи Международной Нобелевской премии мира.

И это не только признание прошлых исторических достижений этой международной организации. Это – дань деятельности Агентства в современном мире в широком спектре проблем: от участия в решении острых злободневных проблем, связанных с гарантиями мирного использования ядерной энергии, до новых инициатив, прорывных начинаний в деле оказания поддержки устойчивому развитию человечества в рамках наиболее приоритетной программы ООН «Agenda XXI» («Повестка дня на XXI век»).

В этой связи необходимо отметить новые инициативы Агентства в области развития инновационных ядерных технологий, сохранения ядерных знаний и поддержки ядерного образования. Важно подчеркнуть, что эти инициативы во многом используют прошлый отечественный опыт СССР (России).

МЕЖДУНАРОДНЫЙ ИННОВАЦИОННЫЙ ПРОЕКТ МАГАТЭ

Речь идет о Международном проекте МАГАТЭ ИНПРО (INPRO) – по развитию инновационных концепций атомных станций (АЭС) и их ядерного топливного цикла (ЯТЦ). Международный проект МАГАТЭ ИНПРО (INPRO) создан в ответ на выступления Президента России в 2000 г. на Саммите Тысячелетия ООН с инициативой обеспечения энергетической стабильности мира на основе развития ядерных технологий. Эта инициатива предусматривает развитие инновационных ядерных тех-

© В.М. Мурогов, Н.Н. Пономарев-Степной, В.В. Артисюк, Ю.А. Коровин, 2007

нологий реакторов и топливного цикла, открывающих миру принципиально новые перспективы жизни при снижении риска распространения наиболее «чувствительных» материалов и технологий. Членами ИНПРО на сегодняшний день являются 29 стран – членов МАГАТЭ.

Реализация международного проекта ИНПРО позволила объединить усилия экспертов стран-членов МАГАТЭ и разработать требования и критерии дальнейшего развития ЯЭ. Эта инициатива МАГАТЭ оказалась исключительно своевременной и нашла поддержку мирового сообщества: в 5 резолюциях Генеральной конференции МАГАТЭ и в 3 резолюциях Генеральной Ассамблеи ООН приветствуется инициатива МАГАТЭ как «отвечающая чаяниям развивающихся стран и как путь гармонизации отношений индустриальных стран с развивающимися странами».

Реализация проекта ИНПРО показала необходимость и своевременность международной кооперации по разработке и реализации инновационных ядерных технологий.

В настоящее время реализация проекта ИНПРО стала составной частью регулярной программы МАГАТЭ (до этого он развивался на основе добровольного вклада стран-участниц, в первую очередь – России) и объединила в своем составе как страны, только планирующие развитие ЯЭ, так и ведущие «ядерные» «страны-доноры» инновационных ядерных разработок и технологий.

Одним из важнейших основополагающих результатов первого этапа реализации проекта ИНПРО явились выводы из анализа многочисленных прогнозов – сценариев энергетического развития в мире, регионах и ведущих странах. Несмотря на многообразие и различие сценариев будущего энергетического развития был выявлен ряд принципиальных положений, независимых от позиции авторов этих прогнозов. Это:

- рост населения и глобального энергопотребления в мире;
- ужесточающаяся конкуренция за ограниченные и неравномерно размещенные ресурсы органического топлива;
- нарастающая зависимость от нестабильной ситуации в районах стран-экспертов нефти;
- сокращение разрыва в уровне удельного энергопотребления развивающихся и промышленно развитых стран;
- нарастающие экологические ограничения.

В этих условиях роль ЯЭ – источника энергии, освоенного в промышленном масштабе и способного ответить на перечисленные вызовы, будет неизбежно возрастать как стабилизирующего фактора социально-политического развития.

Ядерные технологии не только важнейший элемент энергетического рынка – ядерная наука и технология «пронизывают» и определяют социально-политические, экономические и научно-технические параметры жизни современного индустриального общества. Это:

- «ядерная» медицина, включающая новый уровень диагностики и лечения наиболее распространенных заболеваний – сердечно-сосудистых, раковых и т.д.;
- повышение эффективности сельского хозяйства и улучшения качества питания, в том числе консервация продуктов питания;
- ядерно-физические методы повышения уровня контроля качества в промышленности;
- развитие прикладной науки на основе ядерно-физических методов и приборов, лазеры, ускорители, изотопы;
- развитие технологий производства пресной воды.

Достаточно сказать, что «неэнергетическая» составляющая использования ядер-

ных технологий в современном западном обществе превышает объем бизнеса в ядерной энергетике.

Осваивать и внедрять ядерные технологии недопустимо без должного освоения культуры безопасности. Культура физической и ядерной (safety and security) безопасности ядерных установок, система и режим международной ядерной безопасности – должны стать аксиомой практически во всех сферах техногенной деятельности. Освоение ядерных технологий способствует переходу к интенсивному способу ведения экономики, переходу от «сырьевой» экономики – к индустриальной, машиностроительной, где научно-технический потенциал играет роль двигателя общественного и промышленного развития (образование, экология, экономика и культура безопасности).

Однако крупномасштабная ядерная энергетика сможет сыграть свою ключевую роль в обеспечении стабильного энергетического развития мира только при реализации инновационных технологий и проектов. И это нашло свое отражение не только в заключениях экспертов крупнейшего международного проекта ИНПРО, но и экспертов других международных проектов, в том числе международного проекта GIF: (Международный форум по разработке реакторов IV-го поколения – Generation – IV).

Необходимость крупномасштабного развития ядерной энергетики вытекает из анализа роста мирового энергопотребления с учетом роста напряженности рынка органического топлива. По данным энергетических агентств к 2050 г. ожидается увеличение мирового электропотребления как минимум в 2-3 раза.

В целях компенсации роста напряженности рынка органического топлива и снижения экологического ущерба от выброса продуктов сгорания доля ЯЭ должна вырасти до 30-35%, что означает более чем пятикратное увеличение ядерных мощностей. А если учесть, что более напряженной в энергообеспечении является сфера моторного топлива, а также бытовая и промышленная теплофикация, то потребуется внедрение атомной энергии в эти сферы за счет развития атомно-водородной энергетики и производства искусственного жидкого топлива на основе водорода. В этом случае возможно существенное (в 3-4 раза) увеличение доли ЯЭ в общем энергетическом балансе к концу ХХI в.

Значительное увеличение объема ядерной энергетики и расширение сферы ее применения неминуемо требуют разработки и освоения инновационных технологий ядерных реакторов и топливного цикла.

1. Наиболее готовы и будут использоваться в ближайшие десятилетия для быстрого наращивания ядерных мощностей водо-водяные реакторы (типа BWR, PWR или ВВЭР). Однако при их работе в открытом топливном цикле возникнут ресурсные ограничения по экономически приемлемым запасам урана, а также трудности обращения с ОЯТ. В связи с этим потребуется внедрение в ядерную энергетику быстрых реакторов с расширенным воспроизведением ядерного горючего, переработка ОЯТ и повторное использование плутония в быстрых и урана- 233 в тепловых реакторах, т.е. замкнутый топливный цикл. Замыкание топливного цикла обеспечит не только решение проблемы ресурса топлива, но и облегчит проблему обращения с опасными долгоживущими актинидами.

2. Расширение сферы применения ядерной энергии в область энерготехнологических процессов потребует разработки и внедрения высокотемпературных реакторов и технологий использования их высокотемпературного тепла для производства водорода и его производных. Кроме того, в связи с расширением числа региональных потребителей будут востребованы региональные ядерные источники электричества и тепла при широком спектре необходимых им мощностей. Потре-

буется внедрение ядерных технологий в бытовое теплоснабжение, на основе, например, атомных станций теплоснабжения (АСТ) и внедрение более эффективных путей использования электроэнергии для теплоснабжения, а также получения пресной воды.

3. Увеличение числа ядерных установок и их более широкое распространение по регионам мира потребует еще большего внимания к вопросам безопасности. В связи с этим большее внимание должно быть обращено на реакторы с внутренней безопасностью и использование пассивных принципов.

Реализация перечисленных направлений инновационного развития ЯЭ сможет обеспечить достижение поставленных целей – стабильного энергетического развития – только при гарантии мирного использования ядерных технологий, т.е. при гарантированном режиме нераспространения. Это является одной из основных миссий МАГАТЭ. В контексте результатов ИНПРО такая проблема рассматривается шире, чем только контроль и учет делящихся материалов. Рассматриваются три базовых направления обеспечения режима «нераспространения»:

- развитие существующей системы контроля и учета делящихся материалов, включая развитие национальных систем физической защиты, борьбы против саботажа и терроризма и т.п.;
- создание технологических барьеров и мониторинга на пути несанкционированного распространения ядерных материалов;
- законодательные меры, развитие международного (юридического) режима (*institutional activity*), в том числе разработка и реализация Соглашения о международных ядерных центрах по переработке топлива, по обогащению урана, по использованию плутония на основе центров с быстрыми реакторами, по производству в более отдаленном будущем нового низкообогащенного уранового топлива уран-233 + уран-238 и центров по захоронению высокоактивных отходов. Одновременно обеспечивается под контролем МАГАТЭ режим гарантий поставок всем заинтересованным членам Агентства топлива на основе низкообогащенного урана (международный банк топлива). Основа этих предложений заложена инициативами президентов РФ и США и их обсуждение на Саммите G8 в июне 2006 г. в С.-Петербурге. Обсуждаются предложения по дальнейшему развитию этих инициатив с целью вызвать реальный интерес к участию в них развивающихся стран.

Привлекательным с этой точки зрения является, например, лизинг ЯР малой мощности, так называемых «ядерных батареек» широкого мощностного ряда (от 1 до 100 МВт) с длительным сроком непрерывной работы – 10–20 лет без перегрузки. В этом случае, а также при их централизованном производстве и поставках можно будет говорить о рынке продуктов ядерной энергии: электричество, тепло, пресная вода и др. – вместо распространения технологий.

Практически речь идет о формировании нового международного соглашения о мирном использовании ЯЭ (на базе ДЗЯО), о возрастании роли МАГАТЭ – как основного гаранта выполнения этих соглашений.

Таким образом, международное сообщество сегодня стоит перед острой необходимостью разработки и внедрения технологических инноваций, обеспечивающих долговременное и масштабное развитие ядерной энергетики и ядерных технологий. Решение этой задачи невозможно в одиночку. Требуется активное международное сотрудничество.

В мировом сообществе уже складывается кооперация по разработке инновационных ядерных технологий как на межправительственном уровне, так и на уровне промышленных компаний. Показательно в этом отношении Соглашение, подписанное в феврале 2005 г. США, Англией, Францией, Японией и Канадой (в рам-

ках международного проекта GIF) о разработке ядерных энергетических систем нового поколения, включая быстрый гелиевый реактор, быстрый натриевый реактор, быстрый реактор с «тяжелым» теплоносителем, реактор на расплавах солей, легководный реактор со сверхкритическими параметрами, «сверх»-высокотемпературный реактор.

Россия приняла предложение об участии в проекте GIF. Намечается координация проектов ИНПРО и GIF. За всеми этими шагами стоит постоянная работа секретариата МАГАТЭ и его Генерального директора по консолидации усилий мирового сообщества в мирном использовании ядерной энергетики.

ПРОБЛЕМА УПРАВЛЕНИЯ ЗНАНИЯМИ В ЯДЕРНОЙ ОБЛАСТИ

МАГАТЭ – инициатор международной программы по консолидации, сохранению и развитию знаний и опыта в области мирного использования ЯЭ. Проект ИНПРО позволил МАГАТЭ подойти к решению еще одной «сверхзадачи», а именно, гармонизация работ по развитию атомной энергетики с контрольными функциями Агентства. Проект ИНПРО ориентировал МАГАТЭ на роль мирового форума по обсуждению места ЯЭ в мире, и в особенности для развивающихся стран.

Проект ИНПРО подразумевает не только помочь развивающимся странам в развитии инновационной ядерной технологии, но и передачу знаний новому поколению ученых и инженеров. Новая программа МАГАТЭ в области «сохранения знаний» сконцентрирована на сохранении знаний и опыта в самой передовой и ключевой для будущего развития области ядерной энергетики – реакторах на быстрых нейтронах и замкнутом ЯТЦ.

Это стимулировало в 2003 г. инициативу МАГАТЭ по созданию Международного Ядерного Университета с целью консолидации знаний и опыта индустриальных стран (доноров «инновационных» технологий) с потребностями и необходимостью в знаниях и опыта развивающихся стран. Именно МАГАТЭ – создатель и обладатель самых крупных баз данных в области мирного использования ядерной энергетики, Международной ядерной информационной системы (INIS) и современной «ядерной» библиотекой, объединяющей все виды публикаций и изданий, является гарантом содержательного научного наполнения «Программы сохранений знаний» в Агентстве и компетентности программ Всемирного Ядерного Университета.

Инициатива по стимулированию международной кооперации как в области инновационных ядерных разработок ЯЭУ и их ЯТЦ, так и в области образования и сохранения ядерных знаний в областях ЯЭ, имеющих определяющее значение для будущего полномасштабного развития ЯЭ, приобретает огромное значение и для такой «ядерной» державы как Россия.

Актуальной становится задача возрождения отечественных традиций – создание центров ядерного инженерного образования на университете физико-математическом фундаменте, интегрированных с экспериментальной и технологической базой ведущих НИИ. Инициативно такие научно-образовательные центры возникают на базе крупнейших ядерных центров страны: Томский СКХ, Уральский УПИ, Дмитровград, Обнинск.

Объективно идеальным для создания интегрированного Научно-образовательного центра ядерной науки и технологий – Российского Центра ядерной науки и образования является первый наукоград России – город Обнинск.

Здесь уникальное сочетание комплекса научно-исследовательских организаций с богатейшим кадровым потенциалом и уникальной экспериментально – технологической базой – более 200 установок, связанных с ядерной тематикой. Эта

база идеально пригодная для обучения и тренинга, но сейчас без целевого финансирования, медленно стареет, не используя.

Обнинский государственный технический университет атомной энергетики (ИАТЭ) сохранил процесс образования по всем направлениям ядерной прикладной науки, техники и технологии. На базе ИАТЭ в 2005 г. создана Российская ассоциация ядерной науки и образования (РАЯНО). Наряду с университетом, в Ассоциацию входят: РНЦ «Курчатовский институт», ГНЦ РФ «Институт теоретической и экспериментальной физики», ГНЦ НИИАР, МРНЦ РАМН (г. Обнинск). Ассоциация – некоммерческая организация, она открыта и для других участников.

Проблема подготовки кадров, нового поколения специалистов и нового поколения преподавателей вузов по ядерным специальностям стоит крайне остро. Важной частью этой проблемы является создание современных учебных программ и учебных материалов, в том числе с использованием современных информационных технологий. Фундаментом для решения этих задач является Программа сохранения ядерных знаний от фундаментальных ядерных данных и прикладных знаний по развитию и использованию ядерных технологий в медицине, сельском хозяйстве и других до обращения с РАО и снятием с эксплуатации отслуживших установок. Участие в этой новой приоритетной Программе МАГАТЭ есть одна из основных целей Российской ассоциации ядерной науки и образования.

Результаты успешной деятельности РАЯНО (при активной поддержке руководства и специалистов ИАТЭ, ФГОУ ЦИПК, РНЦ «Курчатовский институт» и МРНЦ РАМН) по реализации проекта « Ядерные технологии для человечества в XXI веке, стимулировали новую инициативу, поддержанную МАГАТЭ. Речь идет об инициативе создания в Обнинске Международного центра ядерных знаний (Center of Excellence in Nuclear Knowledge Management) на базе РАЯНО (ИАТЭ, ЦИПК, КИ). В качестве первого шага РАЯНО включено в сеть ядерных библиотек под эгидой МАГАТЭ (Nuclear Library Network).

Эта проблема не только России, но и стран СНГ и в значительной мере Восточной Европы. Для специалистов этих стран особенно ясно, что ядерному сообществу крайне необходимо сохранение ядерных знаний и одним из факторов должны быть экономические инициативы на государственном уровне в форме финансовой поддержки ядерной науки и ядерного образования.

ПРИМЕР ПРИМЕНЕНИЯ МАРКОВСКОГО ПРОЦЕССА С ДОХОДАМИ ПРИ ПРИНЯТИИ ИНЖЕНЕРНЫХ РЕШЕНИЙ В ОТНОШЕНИИ ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ В УСЛОВИЯХ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ НА ПРИМЕРЕ ОБЪЕКТА «УКРЫТИЕ» ЧАЭС

Ю.В. Волков, А.В. Соболев

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



В работе рассматривается использование марковского процесса с доходами для поиска оптимальных стратегий «поведения» в условиях неопределенности. Предложена методика построения адекватной марковской модели процесса для объектов ядерных технологий на примере объекта «Укрытие» ЧАЭС.

При организации вывода из эксплуатации любого промышленного объекта имеют место мероприятия, которые можно объединить в блок принятия решения о судьбе объекта и способах (стратегиях) его реализации. В настоящее время решения и стратегии их реализации принимаются, зачастую, на основании конъюнктурных и/или политических соображений, а не на основе технико-экономических показателей. Однако такой подход чреват большими экономическими потерями и/или серьезными нарушениями требований безопасности. В этой статье рассматриваются только случаи, когда вопрос о судьбе объекта решается в связи с его техническим состоянием, и решения изолированы от субъективного влияния.

В рамках рассматриваемого вопроса целесообразно изучать процессы изменения технического состояния объектов (процессы переходов), а не технические состояния. Такой подход позволяет оценить эффективность предпринимаемых действий с экономической точки зрения. Перевод технической системы из состояния i с характерными для него техническими и/или экономическими показателями в состояние j , характеризующееся иными значениями технико-экономических показателей, сопровождается некоторыми затратами r_{ij} , связанными с привлечением рабочей силы для выполнения некоторых необходимых комплексов работ, с необходимостью разработки технической документации, проведением научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ, затрат на приобретение и/или изготовление необходимых материалов и оборудования. В зависимости от полноты информации и требуемой точности, затраты r_{ij} могут быть выражены в единицах трудозатрат или дозозатрат, денежных единицах и др.

© Ю.В. Волков, А.В. Соболев, 2007

Процесс изменения состояния системы характеризуется не только соответствующими ему затратами r_{ij} , но и вероятностью успешной реализации p_{ij} , т.е. вероятностью достижения ожидаемого результата. Таким образом, при изучении именно процессов переходов системы между состояниями, в рассмотрение включаются ситуации, при которых нет абсолютной уверенности в том, что предпринимаемые меры приведут к ожидаемому результату, т.е. в условиях неопределенности.

Под состоянием здесь и далее понимается техническое состояние объекта/системы с характерным набором технических показателей и их значений, предполагается, что число состояний n конечно. Под переходом понимается процесс перехода/изменения из состояния i в состояние j (по сути, процесс изменения набора технических показателей, характеризующих систему i /или их значений), с характерными для него значениями вероятности перехода p_{ij} и сопровождающих его затрат r_{ij} . Под стратегиями будем понимать возможные несколько вариантов переходов из состояния i в состояние j с разными значениями вероятностей переходов p_{ij}^l и p_{ij}^m и сопровождающих их затрат r_{ij}^l и r_{ij}^m . Количество стратегий, так же, как и количество состояний, является конечным числом.

Таким образом процесс изменения состояния системы во времени можно охарактеризовать посредством двух трехмерных матриц, матрицы вероятностей переходов P и матрицы затрат (доходов) R .

Пусть решение (выбор стратегии поведения) принимается для каждого возможного состояния из соображений оптимальности, и вероятность перехода $i \rightarrow j$ не зависит от того, как система попала в состояние i , а определяется только индексами перехода и набором возможных стратегий. Тогда, согласно [1], процесс перехода системы между состояниями есть марковский процесс, поведение которого при выбранной стратегии k из множества стратегий K определяется матрицей переходов $P^k = \{p_{ij}^k\}$ ($i, j = 1, N$). Эта матрица называется стохастической, поскольку ее элементы удовлетворяют условию

$$\sum_{j=1}^N p_{ij}^k = 1.$$

Таким образом, для описания поведения системы при принятии решений в процессе эволюции объекта можно применить модель марковского процесса с доходами [1].

В теории марковских процессов с доходами широко используются понятия *непосредственно ожидаемый доход*

$$q_i^k = \sum_{j=1}^N p_{ij}^k \cdot r_{ij}^k, \quad (1)$$

прибыль системы

$$g^k = \sum_{i=1}^N \pi_i^k \cdot q_i^k,$$

где π_i^k – предельная вероятность состояния i для k -ой стратегии.

В работе [1], с использованием введенных параметров, предложена итерационная процедура, изображенная на рис. 1, позволяющая определять оптимальные стратегии (максимизирующие средний ожидаемый доход при большом количестве переходов) для всех рассматриваемых состояний системы.

Процедура состоит из двух блоков: блок определения весов, где определяются значения параметра v_j – вес; блок улучшения решения, где выполняется максимизация критерия ω . Цикл останавливается, когда решение не улучшается. Под решением понимается вектор (вектор-решение), в котором каждому состоянию ставится в соот-

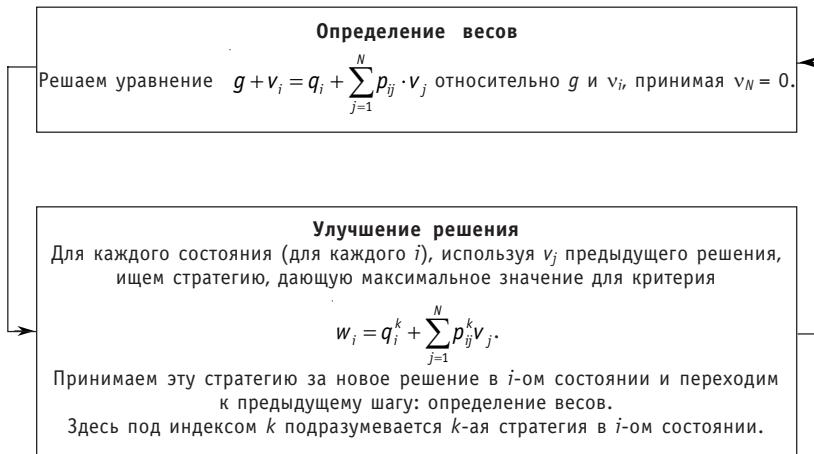


Рис. 1. Итерационная процедура определения оптимального решения

ветствие оптимальная стратегия для этого состояния. Так, цикл, изображенный на рис.1, останавливается тогда, когда вектора-решения, полученные в двух соседних итерациях, одинаковы.

Для построения марковской модели процесса изменения состояний системы необходимо:

- правильно сформулировать состояния системы; в случае неудачного соотнесения модель будет давать ложные результаты и ошибка выявится после проведения большого объема работы;
- сформулировать набор стратегий для каждого состояния и определиться с их трактовкой;
- заполнить матрицы **P** и **R** в соответствии с введенными состояниями и стратегиями.

Остановимся несколько подробнее на пункте формирования матрицы доходов **R**. Поскольку получить точные данные по затратам для всех переходов реальных систем почти невозможно, представляется целесообразным выделять элементарные/основные составляющие для элементов матриц расходов. Использование такого подхода позволяет построить более или менее адекватную модель данной системы.

Рассмотрим пример применения марковской модели с доходами для поиска оптимальной стратегии при принятии решений по объекту «Укрытие» 4 блока ЧАЭС. Несмотря на то, что существует большое количество проектов, предлагающих в той или иной мере решить проблему ликвидации последствий аварии 1986–1987 гг., большинство из них можно свести к нескольким принципиальным схемам инженерных решений. В качестве принципиальных схем решения проблемы могут быть представлены следующие: демонтаж объекта «Укрытие», захоронение части загрязненного оборудования и возведение нового укрытия; вариант «Зеленая лужайка»; возведение над существующим объектом еще одного укрытия.

Основываясь на материалах [2, 3] и принципиальных схемах были сформулированы следующие состояния:

- «первоначальное» – под которым подразумевается состояние объекта (системы) на момент устройства объекта «Укрытие» 1986–1987 гг.;
- «разгерметизация» – под которым подразумевается обрушение части несущих и/или локализующих конструкций (например, таких как «легкая кровля»); пребывание в этом состоянии или переход в него сопровождается выбросом в окружающую среду радиоактивной пыли и других источников радиационного загрязнения (негерметичность существующего защитного сооружения не включается в это состояние, поскольку она предусматривалась в проекте);

• «усовершенствованное» – под которым подразумевается усовершенствование изначального объекта (без его демонтажа) в сторону улучшения технических характеристик; в качестве примера такого усовершенствования может служить проект [4], в котором предлагается стабилизация аварийных плит перекрытия на отметке +38,600 м деаэраторной этажерки в осях 41–49 путем установки под них дополнительных металлических опор;

• «новый саркофаг» – устройство нового саркофага, превосходящего по своим техническим характеристикам существующий (примером такого состояния может служить проект «Укрытие-2»); стоит отметить, что возведение объекта идентичного существующему будет относиться к состоянию «первоначальное».

Под стратегиями в рассматриваемом примере понимаются мероприятия, направленные на изменение технического состояния объекта.

По материалам [2, 3] были сформулированы следующие стратегии:

- «ничего не делать» – эта стратегия поведения подразумевает отсутствие каких-либо мероприятий, направленных на улучшение технических характеристик системы;

- «латать» – мероприятия, направленные на улучшение технического состояния системы, созвучны названию стратегии (примером таких мероприятий может служить покрытие всех или части загрязненных поверхностей 4 энергоблока слоем тяжелого бетона/железобетона);

- «надстроить новый» – мероприятия, направленные на улучшение технического состояния для этой стратегии могут заключаться не только в надстройке нового саркофага, но и в возведении железобетонной стены над центральным развалом реакторного отделения с открывающимися проемами для доступа дистанционно управляемых механизмов и подобных мероприятий;

- «старый сломать и построить новый» – мероприятия, направленные на улучшение технического состояния для этой стратегии, могут заключаться также в демонтаже части конструкций и установке новых, возможно улучшающих технические характеристики системы в целом.

Стратегия, состоящая в реализации работ по ликвидации 4 блока ЧАЭС, аналогичная американскому проекту «Зеленая лужайка», здесь не рассмотрена, поскольку эти работы являются чрезвычайно дорогостоящими, и в них нет острой необходимости.

Матрица расходов была разбита на элементарные/основные составляющие, как представлено в табл. 1, что позволило упростить процесс ее формирования и построить правдоподобную модель.

Значения элементарных составляющих матрицы расходов для каждой стратегии определялись на основе материалов [2,3] и исходя из здравого смысла. В общем случае эти значения должны определяться на основании результатов экспертного

Таблица 1

Элементарные составляющие для матрицы расходов

	Первоначальное	Разгерметизация	Усовершенствованное	Новый саркофаг
Первоначальное	Эксплуатация	Пылеподавление	Пылеподавление +усовершенствование	Строительство + пылеподавление
Разгерметизация	Эксплуатация + восстановление	Пылеподавление + эксплуатация	Пылеподавление +усовершенствование + восстановление	Строительство + пылеподавление + восстановление
Усовершенствованное	Эксплуатация	Пылеподавление	Усовершенствование	Строительство + усовершенствование
Новый саркофаг	Эксплуатация	Пылеподавление	Усовершенствование	Строительство

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

опроса, в процессе которого эксперты дают оценки после ознакомления с технической документацией по существующим проектам, направленным на разрешения рассматриваемой проблемы.

Касательно формирования стохастической матрицы P , то, пожалуй, единственной возможностью определить значения вероятностей переходов является экспертный опрос. Оценки экспертов не должны противоречить в этом случае следующим соображениям:

- если что-то предпринимается, то вероятности того, что ситуация по крайней мере не ухудшится, должны быть выше, чем вероятности ухудшения (иначе работа становится бессмысленной);
- переход к заявленной (ожидаемой) цели (состоянию) должен быть более вероятен, чем к другому, даже лучшему, чем исходное, состоянию.

В табл. 2 представлена сводная таблица марковской модели объекта «Укрытие» 4 энергоблока ЧАЭС. В разделе «Доходы» содержатся данные по затратам в процентах от максимального значения затрат соответствующих переходу из состояния «разгерметизация» в состояние «новый саркофаг» для стратегии «Старый сломать и построить новый», и составляющих в единицах трудозатрат 188832 чел·год.

Результаты расчета итерационным методом по построенной марковской модели представлены в табл. 3. Необходимо отдельно отметить, что для реализации такого

Таблица 2

**Сводная таблица марковской модели системы саркофаг
4 энергоблока ЧАЭС**

Название состояния	Стратегии	Вероятности переходов				Доходы			
		1	2	3	4	1	2	3	4
Первоначальное (1)	1. Ничего не делать	0,3	0,7	0	0	-0,011	-1,32	0	0
	2. Латать	0,8	0,15	0,05	0	-0,021	-9,46	-19,1	0
Разгерметизация (2)	1. Ничего не делать	0,4	0,6	0	0	-15,5	-1,32	0	0
	2. Латать	0,8	0,1	0,1	0	-2,93	-9,46	-22,0	0
	3. Над старым построить новый	0,2	0,1	0,2	0,5	-3,88	-9,94	-19,6	-33,2
	4. Старый сломать и построить новый	0,2	0,1	0,3	0,4	-6,66	-26,9	-43,5	-100
Усовершенствованное (3)	1. Ничего не делать	0,25	0,15	0,6	0	-0,011	-1,32	-11,6	0
	2. Латать	0,2	0,1	0,7	0	-0,021	-9,46	-9,68	0
	3. Над старым построить новый	0,05	0,05	0,2	0,7	-0,011	-9,94	-5,81	-25,2
	4. Старый сломать и построить новый	0,1	0,1	0,3	0,5	-0,011	-26,9	-9,97	-76,4
Новый саркофаг (4)	1. Ничего не делать	0,3	0,1	0,2	0,4	-0,011	-1,32	-11,6	-19,4
	2. Латать	0,05	0,05	0,3	0,6	-0,021	-9,46	-9,68	-19,4

Таблица 3

Результат итерационного расчета

Состояние	Стратегия	Доход q	Доход g	v	Решение
состояние №1	ничего не делать	-0,927	-3,39	12,13	ничего не делать
состояние №1	латать	-2,39	-3,39	12,06	
состояние №2	ничего не делать	-6,99	-3,39	6,41	
состояние №2	надстроить новый	-22,28	-3,39	-17,02	
состояние №2	латать	-5,49	-3,39	8,60	латать
состояние №2	старый сломать и построить новый	-57,07	-3,39	-51,34	
состояние №3	ничего не делать	-7,17	-3,39	1,37	ничего не делать
состояние №3	надстроить новый	-19,28	-3,39	-16,05	
состояние №3	латать	-7,73	-3,39	0,09	
состояние №3	старый сломать и строить	-44,10	-3,39	-39,08	
состояние №4	ничего не делать	-10,20	-3,39	-3,39	ничего не делать
состояние №4	латать	-15,00	-3,39	-12,19	

типа расчетов был создан программный код, позволяющий анализировать марковские модели с доходами с произвольным целым числом состояний и стратегий.

На основании полученных данных можно полагать, что оптимальными, с точки зрения минимизации трудозатрат, при проведении работ с объектом «Укрытие» для сформированных исходных данных, являются следующие стратегии:

- для состояния «первоначальное» – стратегия «ничего не делать»;
- для состояния «разгерметизация» – стратегия «латать»;
- для состояния «усовершенствованное» – стратегия «ничего не делать»;
- для состояния «новый саркофаг» – стратегия «ничего не делать».

Видим, что такая линия поведения вполне разумна, т.к. только чрезмерная разгерметизация объекта должна инициировать определенные затраты, но они должны быть минимальными.

Необходимо отметить, что при формировании матрицы доходов (затрат) учтены только трудозатраты на обслуживание, ремонт или на проведение демонтажа оборудования и разборку строительных конструкций старого саркофага с учетом дозовых нагрузок на персонал, а также на строительство и обслуживание нового саркофага. Возможно, если бы были учтены еще какие-нибудь дополнительные факторы, результат бы изменился. Результаты анализа ситуации с объектом «Укрытие» могут также изменяться в зависимости

- от данных новых радиационных разведок;
- от выбранных методов выполнения работ с учетом последних достижений науки и техники;
- от эффективности работ по дезактивации и пылеподавлению;
- от более детального и подробного рассмотрения существующих проектов решений ситуации на 4-ом блоке ЧАЭС;
- от использования иных методик определения вероятностей переходов.

Результаты анализа в рассмотренном примере достаточно устойчивы к изменчивости исходных данных. Например, 7-кратное уменьшение исходных данных по «Объемам работ по локализации и пылеподавлению»[2] приводит к смене стратегии «ни-

чего не делать» в состоянии «первоначальное» на стратегию «латать», а все остальные стратегии, определенные как оптимальные, остаются неизменными.

Литература

1. Ховард Р.А. Динамическое программирование и марковские процессы. – М.: Советское радио, 1964.
2. Технико-экономическое обоснование создания объекта «Укрытие-2». Механомонтажные и специальные работы/Документ № ТМ 38.686.00 ПЗ – НИКИМТ, 1990г.
3. «Укрытие-2». Технико-экономическое обоснование/Инв. № ЧБ-90-Т-1352 – ОРГСТРОЙНИИ-ПРОЕКТ, 1990 г.
4. УПКТИ «АТОМЭНЕРГОБУДПРОЕКТ»: План осуществления мероприятий на объекте «Укрытие». Стабилизационные мероприятия. Услуги, оборудование и материалы/Контракт SIP 07-1-001-02, Мероприятие № 3С. Проект производства работ, SIP CON 02 WEP-CP 005 00, 534-03-00-ППР, 2004.

Поступила в редакцию 15.12.2006

МЕТОДЫ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ РЕСУРСА ТЕПЛООБМЕННОГО ОБОРУДОВАНИЯ АС

О.М. Гулина, Н.Л. Сальников

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



Показано, что задача прогнозирования ресурса тепломеханического оборудования сводится к задаче достижения предельного уровня случайным наблюдаемым или расчетным параметром. Рассмотрены подходы к решению этой задачи в зависимости от типа процесса и качества информации. Приведены примеры расчетов.

ВВЕДЕНИЕ

Прогнозирование ресурсных характеристик оборудования, подверженного процессам деградации, основано на вычислении момента нарушения критериев предельного состояния: это либо выход наблюдаемого параметра за границы поля допуска, либо выход процесса повреждения (неизбежно наблюдаемого) за допустимую границу. Математически задача состоит в оценке момента первого выхода случайногопроцесса за предельно допустимый уровень. В зависимости от вида элемента и превалирующего процесса старения для решения такого рода задачи используются разные математические модели.

Целью данной работы является обзор основных математических задач, к которым приводит прогнозирование ресурса элементов и способов их решения.

К настоящему времени сформировались основные подходы к прогнозированию ресурсных характеристик элементов АС в зависимости от их важности с точки зрения безопасности или с экономической точки зрения. Одним из таких элементов является, в частности, парогенератор, а также другое оборудование конденсатно-питательного тракта АС. И основной задачей при прогнозировании ресурса становится построение математических моделей процессов изменения параметров, определяющих работоспособное состояние элементов, и оценка оптимального периода профилактики.

ПРИМЕНЕНИЕ ТЕОРИИ ДИФФУЗИОННЫХ ПРОЦЕССОВ

Эксплуатация теплообменного оборудования второго контура АС сопровождается процессом активного эрозионно-коррозионного износа (ЭКИ). На всех АЭС в периоды останова блоков в течение всего времени эксплуатации ведется контроль толщины стенок трубопроводов методом ультразвуковой толщинометрии. Результаты этого контроля фиксируются в протоколах или заключениях об ультразвуковом замере толщин (табл. 1). Изменение толщины стенок (как в сторону увеличения, так и уменьшения) позволяет использовать результаты теории диффузион-

Таблица 1

Результаты контроля

Объект контроля	Полоса	Места контроля толщины по сечениям, мм*					
		А	Б	В	Г	Д	Е
Трубопровод питательной воды. Отвод. Ст20. Ø426×24	1	26,5	26,2	26,0	26,0	25,5	24,8
	2	22,6	22,9	23,1	23,4	23,0	22,9
	3	23,0	23,4	23,5	22,9	22,3	22,6

* – разрешающая способность 0,1 мм

ных процессов для вычисления момента первого выхода за допустимый уровень, которым в данном случае является допустимая остаточная толщина стенки s , рассчитываемая по условиям прочности.

Представление параметра «толщина стенки» $\xi(t)$ диффузионным процессом позволяет записать его дифференциал в виде

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

Разработанные на основе этой теории модели можно результативно применять для исследования характера ЭКИ трубопроводов, степени их утонения, а также прогнозирования их ресурсных характеристик. На рис. 1 приведен средний тренд и верхняя и нижняя границы доверительного интервала для процесса изменения толщины стенки трубопровода 426×24 мм в зависимости от времени.

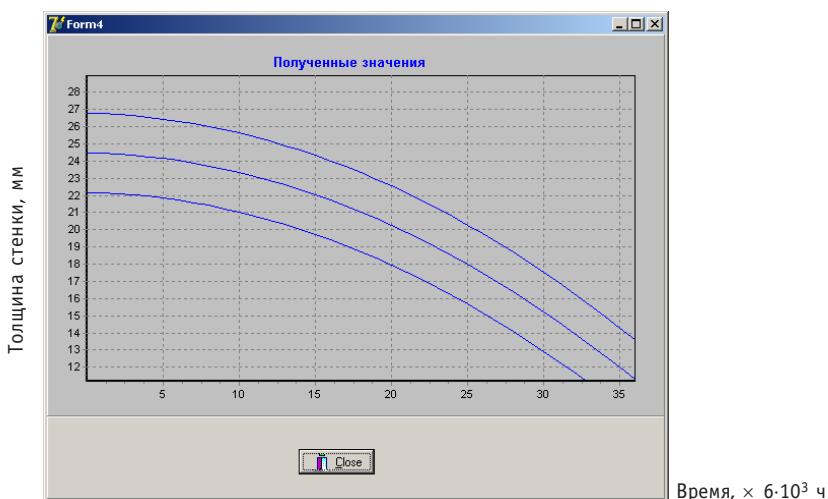


Рис. 1. Процесс изменения толщины стенки

Еще один пример использования диффузионных процессов – оценка периода проведения отмывок поверхности теплообменного оборудования от загрязнений для уменьшения интенсивности процессов местной коррозии.

Поступление продуктов коррозии конструкционных материалов и коррозионно-агрессивных примесей в парогенератор (ПГ) с последующим их осаждением на теплообменной поверхности трубного пучка является одной из наиболее актуальных проблем эксплуатации АС с ВВЭР. Работоспособность ПГ определяется целостностью теплообменных трубок (ТОТ). Опыт эксплуатации ПГ показывает, что большинство дефектов образуется под слоем шлама и коррозионных отложений на поверхности трубчатки. Рост средней удельной загрязненности на поверхности теплообменных трубок (ТОТ) ПГ показан на рис. 2.

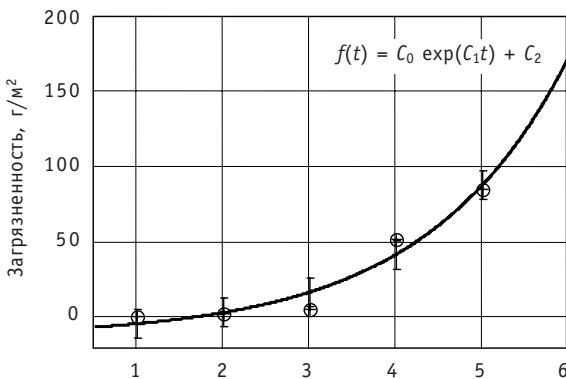


Рис. 2. Аппроксимация загрязненности для одного из ПГ КлинЭС

Для новых ПГ допустимый уровень загрязненности трубного пучка принят 150 г/м², а для ПГ со сроком службы более 30 лет – 100 г/м². Это значение можно использовать как уровень недопустимой загрязненности при индивидуальном прогнозировании роста загрязненности ТОТ в ПГ.

В качестве времени до очередной отмычки следует принять момент первого достижения предельного уровня d процессом роста загрязненности [1]. Фрагмент расчетных данных при различных уровнях остаточной загрязненности η для ПГ приведен в табл. 2, рис. 2.

Таблица 2

**Значения межпромывочного периода
при различных значениях остаточной
загрязненности**

Начальное значение η , г/м ²	Допустимый уровень d , г/м ²	Межпромывочный период, тыс. ч
10	150	26,3
20	150	22,4
50	150	13,3
70	150	9,4

МЕТОДЫ СУММИРОВАНИЯ ПОВРЕЖДЕНИЯ

Прогнозирование ресурсных характеристик элементов в условиях линейных и нелинейных эффектов деградации, особенно в условиях коррозионной среды и смены режимов эксплуатации, является весьма актуальным. Использование методов суммирования повреждений для оценки технического состояния и прогнозирования ресурса, в отличие от статистического подхода, позволяет учитывать изменяющиеся условия эксплуатации и в этом плане управлять ресурсом рассматриваемого элемента. Для теплообменных трубок ПГ основным процессом деградации является процесс коррозионного растрескивания под напряжением (КРН), причем интенсивность этого процесса очень сильно зависит от концентрации примесей в продувочной воде, особенно от концентраций хлор-иона и кислорода.

Зависимость времени до разрушения от концентраций хлор-иона и кислорода в среде приближенно можно оценить по формуле

$$\lg \tau = K - 0.5 \lg C_{O_2} - 1.5 \lg C_{Cl^-}, \quad (1)$$

где K – коэффициент, зависящий от толщины стенки, напряжения, свойств металла; C_{O_2} , C_{Cl^-} – концентрации кислорода и хлор-иона соответственно.

В разные периоды эксплуатации эти концентрации изменяются в достаточно широких пределах. Каждый i -й режим нагружения вносит некоторое повреждение ω_i в материал объекта. Обычно принимается, что этот ненаблюдаемый параметр повреждения находится в пределах $0 < \omega < 1$. В качестве вероятностной меры повреждения ω можно взять относительное время работы на каждом режиме $\omega_i = \Delta t_i / \tau_i$ и использовать модель линейного суммирования повреждений. Для тонкостенных конструкций, какими являются ТОТ, накопление повреждений нелинейно. Тогда для функции повреждаемости можно записать обобщенное кинетическое уравнение [2]

$$\frac{d\omega}{dt} = f(\sigma_3, T) \cdot \exp(a\omega), \quad \omega(0) = 0, \quad \omega(t) = 1, \quad (2)$$

где τ – время до разрушения (1). Окончательный вид выражения для накопленного за n режимов повреждения

$$\omega_n = -\frac{1}{a} \ln \left(\frac{1}{\tau_n} (\exp(-a) - 1) \Delta t + \exp(-a\omega_{n-1}) \right).$$

Относительный остаточный ресурс оборудования можно оценить как $(1 - \omega(t))$, а наработку до отказа как $t^{res} = (1 - \omega(t))\tau$, где τ – максимальное время наработки для ожидаемых значений эксплуатационных параметров.

Значения остаточного ресурса для одного из энергоблоков АС при различных возможных значениях концентраций хлор-иона и кислорода и разных критериях предельного состояния трубчатки (d) приведены в табл. 3.

Таблица 3

**Результаты расчетов остаточного ресурса
трубчатки ПГ методом нелинейного суммирования
(в тыс. ч*)**

C, мкг/кг	d = 16%*	d = 18%	d = 20%	d = 25%
O ₂ = 10 Cl ⁻ = 50	147	271	351	537
O ₂ = 10 Cl ⁻ = 100	87	101	131	234
O ₂ = 50 Cl ⁻ = 50	98	146	175	309
O ₂ = 50 Cl ⁻ = 100	17	21	29	41

* – в таблице приведены значения нижней границы 95-процентного доверительного интервала

Современное состояние теории прогнозирования и оценивания характеристик надежности элементов АС требует индивидуального подхода к конкретному оборудованию, максимального использования имеющейся информации по объекту и аналогам, системного подхода к проблеме. При этом актуальными остаются новые разработки в области моделирования, объединения разнородной информации, а также построение оптимальных алгоритмов. Одним из эффективных алгоритмов является метод стохастической фильтрации Калмана.

ФИЛЬТР КАЛМАНА

Работоспособность такого оборудования как парогенератор ВВЭР определяется, в первую очередь, целостностью трубчатки. Повреждения теплообменных

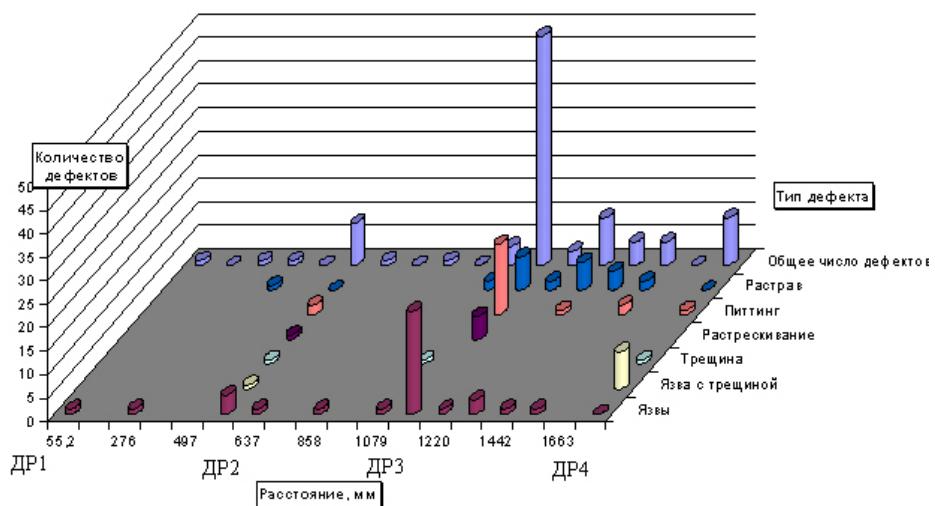


Рис. 3. Распределение выявленных повреждений по длине образцов

трубок неравномерно распределены не только по высоте трубной решетки, но и по длине трубок, что связано с повышенными концентрациями активаторов коррозии под дистанционирующими решетками, а также в отложениях на теплообменной поверхности. По результатам металлографических исследований видно (рис. 3), что и язвы, и питтинг, и трещины расположены в основном под 2 и 3-ей дистанционирующими решетками.

Причин повреждений теплообменных трубок несколько, но основным процессом, приводящим к развитию дефектов, является коррозионное растрескивание под напряжением и связанные с ним питтинг и язвенная коррозия.

Металл теплообменных трубок периодически контролируется вихревоковым методом с определенной погрешностью. Статистика о заглушенных трубках включает данные не только о ТОТ со сквозными дефектами, но и о трубах с нехваткой металла выше некоторого уровня. На основе этой информации возможна вероятностная оценка ресурсных характеристик трубчатки, а также оптимальное планирование последующих профилактических работ. В этой ситуации для решения задачи прогнозирования логично использовать метод стохастической фильтрации Калмана [3]. Для его применения необходимо описать определяющий процесс старения ω с помощью подходящего дифференциального уравнения, например:

$$\frac{d}{dt} \omega_{\sigma}(t) = f(\sigma, T) q^b + \omega_{\sigma} a f(\sigma, T) q^b,$$

затем линеаризовать его и перейти к соответствующей разностной схеме

$$\omega_{n+1} = \omega_n (1 + \Delta_n a f(\sigma, T) q^b) + \Delta_n f(\sigma, T) q^b.$$

После введения дополнительной информации, связанной с особенностями контроля, можно построить оптимальный фильтр [3]:

$$\hat{x}_n = E[\eta_n / v_n, \dots, v_1], \quad n \geq 1,$$

где $E[*/*]$ – условное математическое ожидание, x_0 – гауссовская величина, η_n – рекуррентный случайный процесс – модель наблюдений, $\{v_i(x)\}$ – результаты измерений.

АСИМПТОТИЧЕСКИЕ МЕТОДЫ

Как правило, все рассмотренные задачи требуют применения вычислительных процедур для статистического моделирования случайных параметров и процессов. Причем часто для достижения приемлемой точности требуется огромное количество независимых случайных величин.

Известно, что точность моделирования можно значительно повысить, если часть задачи решить аналитически. Таким образом удалось, например, значительно уменьшить размерность задачи стохастической фильтрации Калмана, введя зависимость числа глушений теплообменных трубок (TOT) ПГ от высоты трубной решетки (рис. 4).

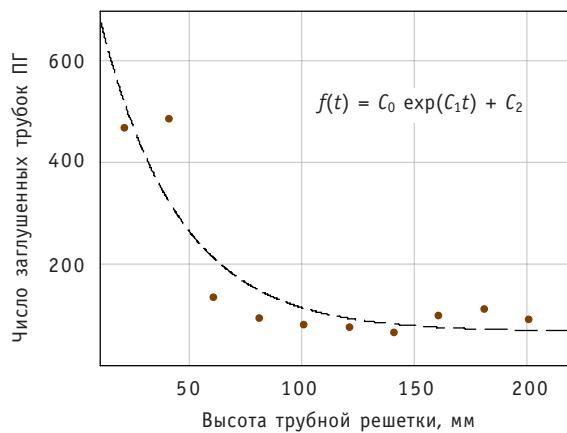


Рис. 4. Эмпирическая зависимость числа заглушенных ТОТ от высоты ПГ: • – у; — — – $f(t)$

Часто можно получить красивое решение, используя асимптотику центральной предельной теоремы (ЦПТ). Это, как правило, задачи, связанные с накоплением повреждений в материалах.

Критерием предельного состояния является достижение накопленным повреждением уровня 1. Если повреждения достаточно малы (капельная эрозия, многоцикловая усталость, рост коррозионных трещин,...), то для имитации процесса накопления повреждений требуется порядка $10^6\text{--}10^8$ независимых случайных чисел. Использование ЦПТ существенно упрощает алгоритм при хорошей сходимости [4]:

$$P\left(\sum_{i=1}^n \omega_i < 1\right) = P\left(\sum_{i=1}^n \omega_i - \sum M\omega_i < 1 - \sum M\omega_i\right) = P\left(\frac{\sum_{i=1}^n \omega_i - \sum M\omega_i}{\sqrt{\sum D\omega_i}} < u\right) = \Phi(u),$$

$$\text{где } u = \frac{1 - \sum M\omega_i}{\sqrt{\sum D\omega_i}}.$$

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Все рассмотренные ситуации относятся к индивидуальному вероятностному прогнозированию остаточного ресурса. Решение поставленных задач позволяет

сформулировать требования к входному контролю, к условиям эксплуатации, к характеристикам материала, исходя из требований к безотказности элемента. Это дает возможность управлять его ресурсом, обеспечивая соответствующий режим эксплуатации. Осуществляя таким образом мониторинг остаточного ресурса, мы решаем проблему обеспечения исходной информацией задачи принятия решения по продлению срока службы энергоблока в целом.

Литература

1. Гулина О.М., Корниенко К.А., Павлова М.Н. Анализ загрязненности трубчатки ПГ и оценка межпромывочного периода методами диффузионных процессов// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – № 1. – С.20-24.
2. Корниенко К.А., Гулина О.М., Сальников Н.Л., Фролов С.А. Прогнозирование ресурсных характеристик тепломеханического оборудования при нелинейных эффектах деградации/IV Международная научно-техническая конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». Пленарные и секционные доклады (Москва, 16-17 июня 2004 г.). – М.: ВНИИАЭС, 2004. – С. 134-139.
3. Гулина О.М., Корниенко К.А., Политюков В.П., Фролов С.А. Применение метода стохастической фильтрации Калмана для расчета ресурсных характеристик оборудования парогенераторов// Атомная энергия. – 2006. – Т. 101. – Вып. 4. – С. 313-316.
4. Егишянц С.А., Гулина О.М., Коновалов Э.Н. Оценка распределения ресурса при суммировании повреждений// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1997. – № 1. – С. 18-21.

Поступила в редакцию 2.05.2007

МЕТОД ОБРАБОТКИ СТАТИСТИЧЕСКИХ ДАННЫХ О НАДЕЖНОСТИ ОБОРУДОВАНИЯ В ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ

С.П. Саакян*, В.А. Острейковский, В.А. Чепурко***

* Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск

** Сургутский государственный университет, г. Сургут



При определении показателей надежности элементов АС наибольшей достоверностью обладают данные об отказах при эксплуатации. Однако эти данные в силу объективных и субъективных причин представляют собой неоднородный поток событий, что существенно затрудняет вычисление показателей надежности. В статье предлагается новый метод обработки неоднородных потоков статистических данных об отказах, что позволяет получить более достоверные сведения о характеристиках надежности элементов и систем АС.

ВВЕДЕНИЕ

Часто на практике статистика об эксплуатации отказах представляет собой неоднородный поток данных. Это связано в первую очередь с отсутствием правильного подхода к регистрации отказов (т.е. фиксации точного времени и причины отказа), вследствие чего возникают большие сложности при вычислении показателей надежности объектов. Для преодоления этих затруднений предлагается новый метод обработки эксплуатационных данных. Идея метода заключается во введении специальных функций и преобразовании неоднородных потоков случайных событий в однородные. Получены аналитические выражения для вычисления показателей надежности.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Пусть поток отказов формируют данные об отказах объекта, восстановление происходит мгновенно ввиду малости времени восстановления по сравнению со временем работы объекта. В результате мы имеем упорядоченный массив моментов отказов: τ_1, τ_2, \dots .

Выражая момент отказа τ_k через время между отказами, получаем

$$\tau_k = \sum_{i=1}^k \xi_i, \quad (1)$$

© С.П. Саакян, В.А. Острейковский, В.А. Чепурко, 2007

где ξ_i – наработка объекта на i -й отказ.

Естественно предполагается, что все ξ_i – независимые одинаково распределенные случайные величины.

Введем функцию $\Psi(t)$, роль которой заключается в следующем: применяя эту функцию к гипотетическому однородному потоку отказов, получим близкий к реальному поток, а используя обратное преобразование реального потока, получим близкий к однородному поток отказов.

Тогда запишем моменты наступления отказов в следующем виде

$$\tau_k = \Psi\left(\sum_{i=1}^k \xi_i\right), \quad \tau_0 = 0, \quad (2)$$

где $\Psi(t)$ – дифференцируемая, строго монотонно возрастающая на $[0; \infty)$ функция, причем $\Psi(0) = 0$. Тогда, i -ая наработка между отказами

$$\zeta_i = \tau_i - \tau_{i-1} = \Psi\left(\sum_{j=1}^i \xi_j\right) - \Psi\left(\sum_{j=1}^{i-1} \xi_j\right). \quad (3)$$

Понятно, что $\{\zeta_i; i = 1, 2, \dots\}$ являются зависимыми величинами в том случае, если $\Psi(t) \neq \text{const}\cdot x$.

Ведущая функция потока (ВФП) $\Omega(\Psi(t))$ в момент времени $t_k = \infty$ равна

$$\Omega(\Psi(t)) = \sum_{i=1}^{\infty} F_{\tau_i}(\Psi(t)) = \sum_{i=1}^{\infty} F_{\Psi(\Sigma_i)}(\Psi(t)) = \sum_{i=1}^{\infty} F_{\Sigma_i}(t). \quad (4)$$

Дифференцируя (4) по t получаем:

$$\Omega'(\Psi(t))\Psi'(t) = \sum_{i=1}^{\infty} f_{\Sigma_i}(t),$$

или

$$w(\Psi(t))\cdot\Psi'(t) = \sum_{i=1}^{\infty} f_{\Sigma_i}(t).$$

Обозначая правую часть уравнения за $v(t)$, с помощью преобразования Лапласа приходим к уравнению в образах: $\bar{v}(p) = \frac{\bar{f}_{\xi}(p)}{1 - \bar{f}_{\xi}(p)}$, где $\bar{f}_{\xi}(p)$ – образ плотности случайной величины ξ .

Откуда, вернувшись к оригиналам, получаем известное уравнение восстановления [1–3]:

$$v(t) = f_{\xi}(t) + \int_0^t v(t-\tau)f_{\xi}(\tau)d\tau. \quad (5)$$

Таким образом, зная плотность $f_{\xi}(t)$ из уравнения (5) можно определить функцию $v(t)$, а затем и параметр потока отказов (ППО): если $(w(\Psi(t))\Psi'(t)) = v(t)$ то

$$w(t) = \frac{v(\Psi^{-1}(t))}{\Psi'(\Psi^{-1}(t))} = (\Psi^{-1}(t))' v(\Psi^{-1}(t)). \quad (6)$$

Действуя аналогично, для ВФП получаем

$$\Omega(t) = \mu(\Psi^{-1}(t)),$$

где $\mu(t)$ – решение следующего интегрального уравнения

$$\mu(t) = F_{\xi}(t) + \int_0^t \mu(t-\tau)f_{\xi}(\tau)d\tau.$$

Следствием из теоремы восстановления [3] является асимптотика для функций $\mu(t)$ и $v(t)$:

$$\mu(t) \underset{t \rightarrow \infty}{\sim} \frac{t}{M\xi}, v(t) \underset{t \rightarrow \infty}{\sim} \frac{1}{M\xi}. \quad (7)$$

Предположим, что при $t \rightarrow \infty$ $\Psi^{-1}(t) \rightarrow \infty$. В этом случае для ВФП и для ППО непосредственно получается

$$\Omega(t) \underset{t \rightarrow \infty}{\sim} \frac{\Psi^{-1}(t)}{M\xi}, w(t) \underset{t \rightarrow \infty}{\sim} \frac{(\Psi^{-1}(t))'}{M\xi}. \quad (8)$$

Следовательно, можно сделать вывод о том, что поведение ВФП и ППО в асимптотике полностью определяется функциональной зависимостью $\Psi^{-1}(t)$.

ВЫВОД ОСНОВНЫХ СООТНОШЕНИЙ

Итак, в выбранной модели неоднородность будет определяться нормализующей функцией потока $\Psi(t)$, которая позволит в ситуации неоднородного потока данных перейти к однородному потоку.

Далее определим вид функции $\Psi(t)$, учитывающей неоднородность потока отказов. А именно, найдем такое преобразование $\Psi^{-1}(t)$ потока отказов, которое приводило бы его к почти идеальному простейшему потоку отказов. Как известно, в простейшем потоке отказов количество отказов на интервале длины Δ под-

чиняется пуассоновскому закону: $P(\eta = k) = \frac{(\lambda\Delta)^k}{k!} e^{-\lambda}$. Для того, чтобы получить близкий к пуассоновскому поток отказов, необходимо построить такое разбиение Δ , чтобы длина каждого элементарного интервала была пропорциональна числу отказов, попадающих в данный интервал.

Предположим, что на оси ординат есть s интервалов $\Delta_1^y, \dots, \Delta_s^y$, $\Delta_j^y = [\sigma_{j-1}; \sigma_j]$, при этом $\sigma_0 = 0$, в которые попало v_1, \dots, v_s наблюдений, при этом $\sum_{i=1}^s v_i = n$, где n – общее количество отказов объекта за время t . Предположим, что длина интервала $|\Delta_j^y| = A \cdot v_j + B$, т.е. $\sigma_j = \sum_{i=0}^j (A \cdot v_i + B)$. Допустим, что при $n \rightarrow \infty$ B мало, т.е. мож- но считать $B = \frac{1}{n} \rightarrow 0$. И пусть $\sum_{j=1}^s |\Delta_j^y| = 1$, тогда $\sum_{j=1}^s (Av_j + B) = An + Bs = 1$. Следова- тельно, $A = \frac{1 - Bs}{n}$.

Далее определим функцию $\Psi^{-1}(t)$. Разобьем ось абсцисс на интервалы $\Delta_j^x = [\tau_{j-1}; \tau_j]$, при этом $\tau_0 = 0$. Тогда

$$\Psi^{-1}(t) = \begin{cases} \frac{|\Delta_j^y|}{|\Delta_j^x|} \times (t - \tau_{j-1}) + \sigma_{j-1}; & t \in \Delta_j^x \\ \frac{t}{\tau_s}; & t > \tau_s, \end{cases} \quad (9)$$

где $\sigma_j = \sum_{i=1}^j (A \cdot v_i + B)$;

$$[\Psi^{-1}(t)]' = \begin{cases} \frac{|\Delta_j^y|}{|\Delta_j^x|}; & t \in \Delta_j^x \\ \frac{1}{\tau_s}; & t > \tau_s, \end{cases} \quad (10)$$

$$\Psi(t) = \begin{cases} \frac{|\Delta_j^x|}{|\Delta_j^y|} \times (t - \sigma_{j-1}) + \tau_{j-1}; & t \in \Delta_j^y \\ \tau_s \cdot t; & t > 1. \end{cases} \quad (11)$$

В этом случае можно считать, что мы имеем дело с простейшим потоком отказов с интенсивностью

$$\omega = \frac{v_j}{(A \cdot v_j + B)m} \approx \frac{1}{mA},$$

где m – число объектов, формирующих данный поток отказов.

Теперь перейдем к определению плотности распределения случайной величины ζ_i . Исходя из (1) значение ζ_i можно записать в виде:

$$\zeta_i = \Psi(\tau_{i-1} + \xi_i) - \Psi(\tau_{i-1}). \quad (12)$$

Функция распределения первой наработки до отказа ζz_1 в отличие от следующих наработок находится достаточно просто:

$$F_{\zeta_1}(t) = P(\zeta_1 < t) = P(\Psi(\xi_1) < t) = P(\xi_1 < \Psi^{-1}(t)) = F_\xi(\Psi^{-1}(t)). \quad (13)$$

Функция распределения произвольной наработки до отказа будет находиться следующим образом:

$$F_{\zeta_i}(t) = \int_0^\infty f_{\tau_{i-1}}(u) F_\xi(\Psi^{-1}(t + \Psi(u)) - u) du,$$

$$\text{где } f_{\tau_{i-1}}(t) = \int_0^t f_{\tau_{i-2}}(t-u) f_\xi(u) du.$$

Преобразуя значение функции распределения $F_{\zeta_i}(t)$ с учетом значения $\Psi(t)$, и принимая во внимание что если ξ имеет экспоненциальный закон распределения с параметром ω , то τ_i распределены по $\Gamma(i, \omega)$, получим:

$$\begin{aligned} F_{\zeta_i}(t) &= \int_0^\infty f_{\tau_{i-1}}(u) F_\xi(\Psi^{-1}(t + \Psi(u)) - u) du = \sum_{j=1}^{s+1} \int_{\Delta_j^y} f_{\tau_{i-1}}(u) F_\xi(\Psi^{-1}(t + \Psi(u)) - u) du = \\ &= \sum_{j=1}^s \int_{\sigma_{j-1}}^{\sigma_j} f_{\tau_{i-1}}(u) F_\xi \left(\Psi^{-1} \left(t + \frac{|\Delta_j^x|}{|\Delta_j^y|} \times (u - \sigma_{j-1}) + \tau_{j-1} \right) - u \right) du + \\ &\quad + \int_1^\infty f_{\tau_{i-1}}(u) F_\xi(\Psi^{-1}(t + \tau_s \cdot u) - u) du = \\ &= \sum_{j=1}^s \int_{\sigma_{j-1}}^{\sigma_j} f_{\tau_{i-1}}(u) F_\xi \left(\Psi^{-1} \left(t + \frac{|\Delta_j^x|}{|\Delta_j^y|} \times (u - \sigma_{j-1}) + \tau_{j-1} \right) - u \right) du + F_\xi \left(\frac{t}{\tau_s} \right) (1 - F_{\tau_{i-1}}(1)). \end{aligned} \quad (14)$$

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

$$P(t) \approx \frac{N(t)}{N_0}. \quad (15)$$

$$w(t) = \frac{\Delta n(t)}{N_0 \Delta t}. \quad (16)$$

В качестве примера сравним показатели надежности, вычисленные классическим методом (15)–(16) (т.е. при большом количестве статистического материала и при длительном времени эксплуатации, предполагая, что значение параметра потока отказов равняется значению интенсивности отказов $\lambda(t)$, т.е. рассматриваем период нормальной эксплуатации) и методом, описанным выше. Для примера возьмем блоки УДЖГ-04 и УДПБ-03 входящие в состав оборудования аппаратуры контроля радиационной безопасности (АКРБ) первого блока Балаковской АЭС. Устройства детектирования УДЖГ-04 предназначены для преобразования объемной активности жидкости в последовательность импульсов, средняя частота которых пропорциональна объемной активности жидкости. Устройство детектирования УДПБ-03 служит для измерения объемной бетта активности паровоздушной смеси на выбросе эжекторов турбины АЭС. Общее количество отказов за период эксплуатации системы «Сейвал» на энергоблоке №1 Балаковской АЭС 1986–1996 гг. для УДЖГ-04 составляет 19, а для УДПБ-03 – 56.

На рис. 1 представлены значения количества отказов УДЖГ-04 за период с 1986–1996 гг. Графики зависимостей функции и плотности распределения наработок до отказа УДЖГ-04 по предлагаемому методу представлены на рис. 2. Если сравнить поведение функции распределения произвольной наработки до отказа этих устройств с классическим (рис. 2а и 3), то увидим, что значение функции распределения близко к поведению кривой для предельной наработки на отказ.

На рис. 4 приведены данные отказов УДПБ-03 за период с 1986–1996 гг. Графики зависимостей функции и плотности распределения наработок до отказа УДПБ-03 представлены на рис. 5. Сравнивая характер поведения функций распределения наработок до отказа с классической функцией (рис. 5а и 6), можно заметить, что различия между ними несущественные.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

- Предложен новый метод обработки статистических данных при исследовании надежности оборудования АС с учетом неоднородности потока отказов.
- Получены статистические соотношения для оценки характеристик безотказности для случая неоднородного потока отказов объектов.

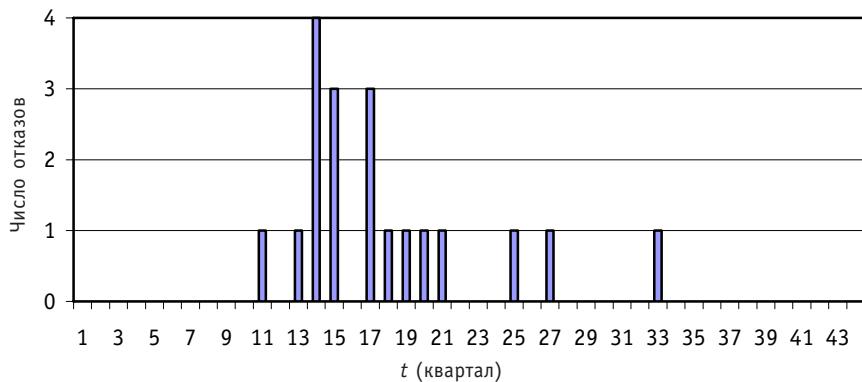


Рис. 1. Распределение данных об отказах УДЖГ-04

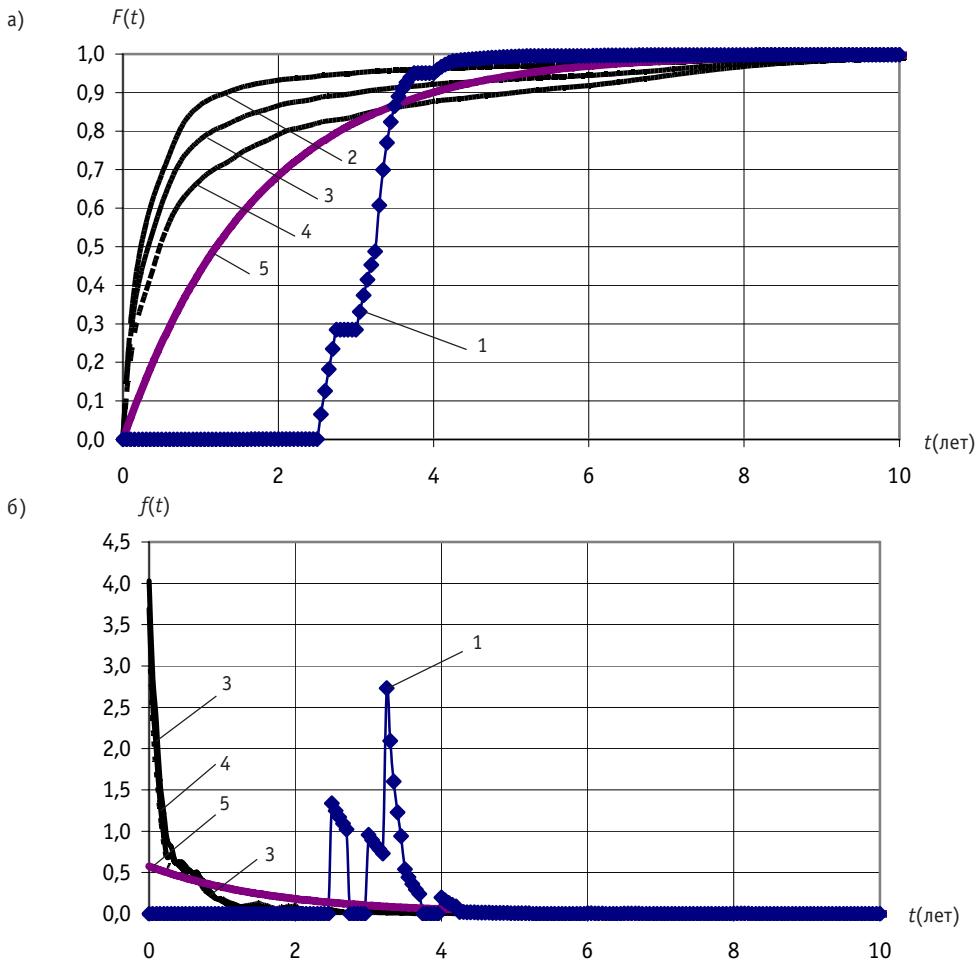


Рис. 2. Вид кривой функций распределения $F(t)$ и плотности $f(t)$ УДЖГ-04: 1 – функция и плотность распределения наработки до первого отказа; 2 – функция и плотность распределения наработки до второго отказа; 3 – функция и плотность распределения наработки до третьего отказа; 4 – функция и плотность распределения наработки до четвертого отказа; 5 – функция и плотность распределения предельной наработки до отказа

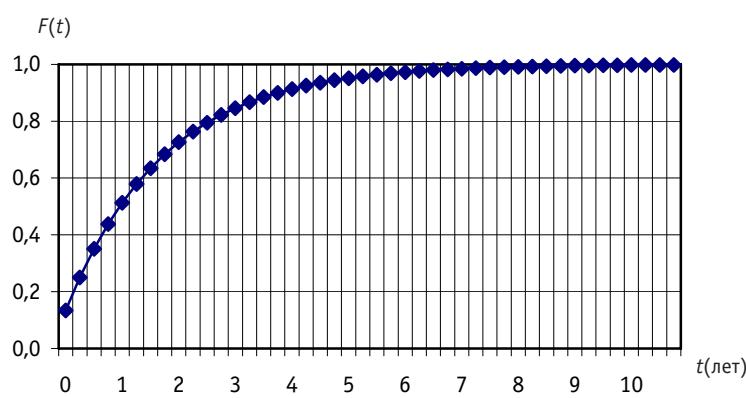


Рис. 3. Функция распределения, рассчитанная классическим методом УДЖГ-04

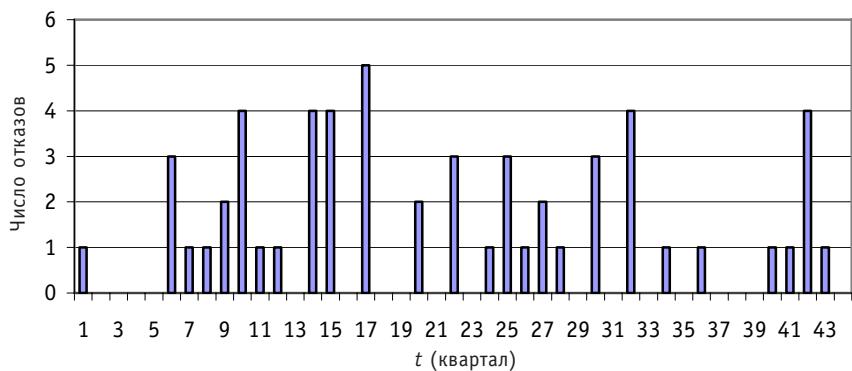


Рис. 4. Данные об отказах УДПБ-03

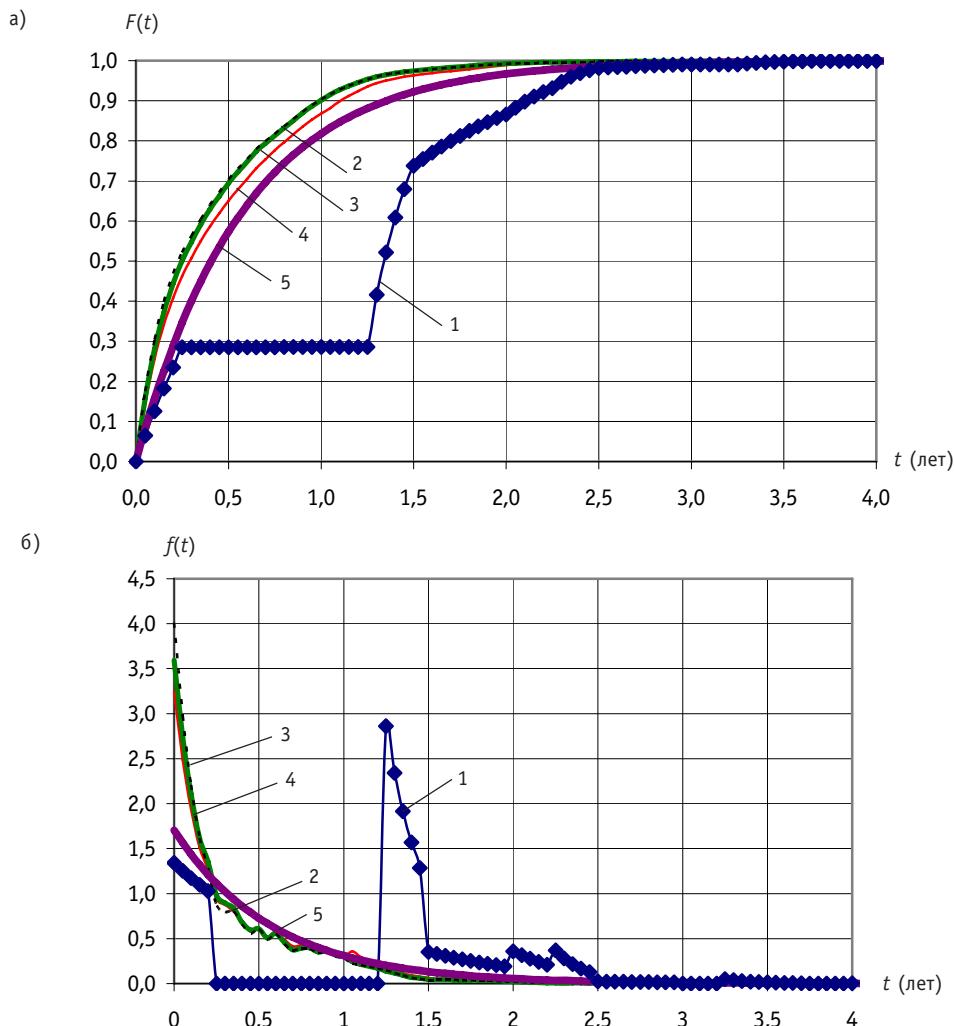


Рис. 5. Вид кривой функций распределения $F(t)$ и плотности $f(t)$ УДПБ-03: 1 – функция и плотность распределения наработки до первого отказа; 2 – функция и плотность распределения наработки до второго отказа; 3 – функция и плотность распределения наработки до третьего отказа; 4 – функция и плотность распределения наработки до четвертого отказа; 5 – функция и плотность распределения предельной наработки до отказа

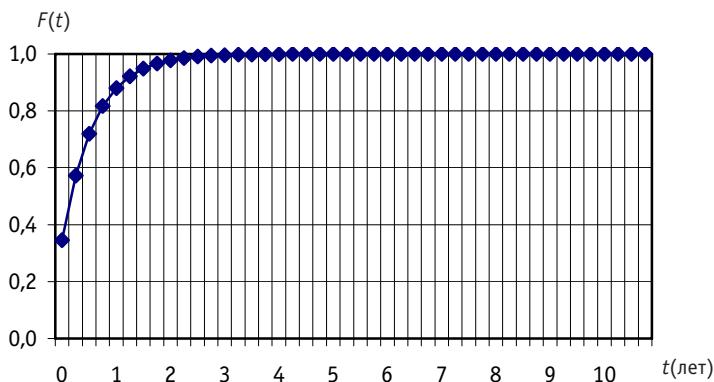


Рис. 6. Функция распределения, рассчитанная классическим методом (УДПБ-03)

Литература

1. Острайковский В.А. Старение и прогнозирование ресурса оборудования атомных станций. – М.: Энергоатомиздат, 1994.
2. Антонов А.В., Острайковский В.А. Оценивание характеристик надежности элементов и систем ЯЭУ комбинированными методами. – М.: Энергоатомиздат, 1993.
3. Волников И.С., Чепурко В.А. Неоднородный поток отказов и восстановлений. Диагностика и прогнозирование состояния объектов сложных информационных интеллектуальных систем: Сборник научных трудов №14 кафедры АСУ. – Обнинск: ИАТЭ, 2002. – С.36-44.

Поступила в редакцию 20.12.2006

ОЦЕНКА ОСТАТОЧНОГО РЕСУРСА НЕВОССТАНАВЛИВАЕМЫХ ЭЛЕМЕНТОВ ЭЛЕКТРООБОРУДОВАНИЯ СУЗ РЕАКТОРА РБМК-1000 I-го БЛОКА СМОЛЕНСКОЙ АЭС

С.В. Соколов, А.В. Антонов, В.А. Чепурко

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



В работе рассматривается методика статистического оценивания остаточной наработки (остаточного ресурса) для электрооборудования АЭС. Представлена математическая модель расчета данной характеристики надежности для невосстанавливаемых элементов. Приведены результаты вычислений оценки остаточной наработки для элементов электрооборудования подсистем СУЗ Смоленской АЭС. В качестве исходных данных использовалась статистическая информация об отказах оборудования СУЗ реактора РБМК-1000 блока №1 Смоленской АЭС.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в ядерной энергетике остро стоит вопрос об оценке и прогнозировании остаточного ресурса оборудования энергоблоков. Основные мощности атомных станций в России были введены в 70–80-х годах и близки к исчерпанию проектного срока эксплуатации, который составляет 25–30 лет. С развитием экономики в стране наблюдается тенденция по увеличению энергетических мощностей. Действия правительства направлены на укрепление отрасли. В частности, в настоящее время ведется строительство нескольких новых энергоблоков на АЭС, но проблема, связанная с окончанием проектных сроков эксплуатации действующих энергоблоков, остается все еще открытой. Из-за нехватки средств продолжаются поиски путей снижения затрат на модернизацию, реконструкцию и введение в эксплуатацию новых мощностей при сохранении высокого уровня безопасности и надежности объектов атомной энергетики. Проводимые исследования по оценке состояния оборудования показывают, что существует возможность продления установленного срока эксплуатации энергоблоков при грамотном проведении профилактических мероприятий и частичной замене оборудования. При этом сохраняются условия поддержания заданного уровня безопасности.

Ресурс и срок службы, будучи показателями долговечности, являются одними из основных понятий теории надежности. Особое место при этом занимает прогнозирование ресурса объектов на стадии эксплуатации. В отличие от стадии проектирования, когда прогнозу подлежит ресурс генеральной совокупности объек-

© С.В. Соколов, А.В. Антонов, В.А. Чепурко, 2007

тов, прогнозирование ресурса на стадии эксплуатации выполняется для конкретных элементов. Оценке подлежит остаточный ресурс (ОР), который определяет возможную продолжительность эксплуатации объекта с данного момента времени до достижения параметром технического состояния его предельного значения.

В данной работе представлены методы статистического оценивания остаточного ресурса, которые позволяют учитывать характер функционирования и обслуживания элементов сложных технических систем.

ОСТАТОЧНАЯ НАРАБОТКА НЕВОССТАНАВЛИВАЕМЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

По способности к восстановлению оборудование ЯЭУ можно разделить на две группы: элементы, которые при проявлении отказов заменяются новыми, т.е. являются невосстанавливаемыми, и восстанавливаемые элементы, которые в случае отказа ремонтируются и могут быть использованы в дальнейшей эксплуатации.

Один из методов оценки прямого остаточного времени невосстанавливаемого оборудования, основанный на вероятностной природе наработки на отказ, представлен в работе [1].

В рассматриваемой модели функционирования оборудование может находиться в двух состояниях – работоспособном и отказа, причем отказавший образец не подлежит ремонту и восстановлению. При этом наработка элемента до отказа X однозначно определяется как время от начала работы до отказа и является случайной величиной, поскольку причины отказов могут зависеть от множества факторов (например, влияние внешних условий, изменения нагрузки) и проявляются неоднозначно.

Остаточной наработкой системы, достигшей возраста t , называется случайная величина X_t , равная времени, в течение которого система не достигнет предельного состояния, с учетом того, что она уже имеет наработку t , т.е.

$$X_t = X - t.$$

Если рассмотреть распределение разности $(X-t)$ при условии $X > t$, то функция распределения величины X_t определяется выражением [1]

$$F_t(x) = P(X_t \leq x) = P(X_t - t \leq x | X > t) = \frac{P(t < X \leq t + x)}{P(X > t)} = \frac{F(t+x) - F(t)}{1 - F(t)}.$$

Тогда соответствующая вероятность безотказной работы (ВБР) равна

$$\bar{F}_t(x) = 1 - F_t(x) = \frac{\bar{F}(t+x)}{\bar{F}(t)}. \quad (1)$$

Величину остаточной наработки можно определить как математическое ожидание случайной величины [2]

$$MX_t = \int_0^{\infty} \frac{\bar{F}(t+x)}{\bar{F}(t)} dx. \quad (2)$$

Таким образом, оценив по наблюдениям функцию распределения наработки до отказа $F(t)$, можно затем оценить остаточный ресурс.

Рассмотрим задачу определения остаточной наработки MX_t , когда имеется информация только о количестве отказов отдельных элементов за определенный период времени, а величины наработки до отказа неизвестны. Основной проблемой для получения такой оценки является недостаток статистической информации для определения функции распределения наработки элементов, что связано с особенностями сбора данных об отказах и спецификой эксплуатируемого оборудования. Технологический анализ статистических данных о функционировании подсистем СУЗ проводится на основании информации об отказах и повреждени-

ях, получаемой из журналов дефектов спецсистем, оперативных журналов и от ремонтного персонала. При этом не проводится классификация неисправностей на отказы и повреждения – для всех выявленных неисправностей используется термин «дефект». При выявлении дефекта персоналом заносится соответствующая запись в журнал дефектов с указанием даты нарушения, названия, непосредственных и коренных причин нарушения и принимаются меры по его устранению. Недостатком такого метода регистрации дефектов является то, что, как правило, указывается только место возникновения неисправности и тип элемента, а не конкретный экземпляр оборудования (например, не фиксируется серийный номер, однозначно идентифицирующий прибор), т.е. отсутствует информация о том, когда каждый конкретный элемент был включен в состав системы, сколько проработал и когда был выведен из эксплуатации. Среди реализовавшихся отказов могут быть скрытые отказы, которые не проявились в процессе эксплуатации и не были зарегистрированы. Часть из этих отказов может быть обнаружена в ходе проведения профилактических и ремонтных мероприятий, и информация о них должна быть занесена в журналы дефектов. При таких особенностях сбора данных не представляется возможным учесть величины наработок до отказа элементов.

Кроме этого, необходимо учесть тот факт, что элементы (приборы, блоки, устройства и т.д.) системы управления и защиты относятся к категории высоконадежного оборудования и функционируют в ограниченном количестве экземпляров. Отказы таких объектов – события редкие. Как следствие, статистические данные об отказах оборудования весьма ограничены. Поэтому нет возможности проводить полномасштабную статистическую обработку имеющейся информации, включающую проверку гипотезы о законе распределения наработки до отказа и оценку параметров закона распределения.

Функции распределения наработки до отказа и статистическая оценка плотности распределения наработки связаны следующим выражением:

$$F(t) = \int_0^t f(x)dx . \quad (3)$$

Для статистического определения плотности распределения можно воспользоваться информацией о количестве дефектов, выявленных в ходе эксплуатации данного типа оборудования аналогично тому, как поступают для оценки характеристик надежности восстанавливаемых объектов. Поскольку во время отказа одного из неремонтируемых блоков он просто заменяется аналогичным, который имеет точно такие же характеристики, то можно считать, что происходит полное восстановление. При этом моменты отказов t_1, t_2, \dots, t_n на оси непрерывного времени образуют поток отказов. Следовательно, можно определить параметр потока отказов $\omega(t)$, который связан с плотностью распределения наработки через уравнение Вольтерра 2-го рода [2]

$$f(t) = \omega(t) - \int_0^t f(\tau)\omega(t-\tau)d\tau . \quad (4)$$

Для оценивания параметра потока отказов применяется гистограммный метод или метод ядерных оценок [3]. Последний метод оценивания обладает сглаживающим эффектом и обеспечивает решение уравнения (4).

Ядерные оценки были предложены в 1948 г. Парзеном и Розенблатом. Идея построения оценок основана на законе больших чисел (ЗБЧ), из которого следует, что среднее арифметическое последовательности N случайных величин с ростом N сходится к математическому ожиданию.

Рассмотрим возможность использования ядерных оценок для определения параметра потока отказов при группированной информации об отказах. Представим период проведения наблюдений за функционированием объекта в виде массива интервалов $\vec{LR} = [(l_1, r_1); (l_2, r_2); \dots; (l_s, r_s)]$, на которых произошло $\vec{v} = (v_1, v_2, \dots, v_s)$ – случайное число отказов, причем $l_{j+1} = r_j$.

Пусть n – общее число отказов, m – количество однотипных объектов, формирующих данный поток отказов. Как известно, для одного потока отказов математическое ожидание числа отказов до момента времени t или «ведущая функция» потока отказов может быть представлена следующим образом:

$$\Omega(t) = Mn(t).$$

При наличии группированной информации об отказах существует гистограммная оценка

$$\hat{\Omega}(t) = \frac{1}{m} \sum_{i=1}^s v_i H(t - l_i), \quad (5)$$

где $H(x)$ – функция Хэвисайда.

Если функцию $H(x)$ заменить непрерывной функцией $G(x/h)$, являющейся функцией распределения центрированной случайной величины с отклонением пропорциональным h , то в результате можно получить непрерывную функцию

$$\hat{\Omega}(t) = \frac{1}{m} \sum_{i=1}^s v_i G\left(\frac{t - l_i}{h}\right). \quad (6)$$

Для достижения сглаживающего эффекта в расчетах целесообразно использовать Гауссовское ядро

$$G(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_{-\infty}^x \exp\left(-\frac{u^2}{2}\right) du, \quad (7)$$

а параметр локальности h , как величину, приближенно равную среднеквадратическому отклонению случайной величины τ_i , необходимо брать переменным $h(i) = \sigma \sqrt{i}$, где $\sigma = \sqrt{DX}$.

Аналогом ядерной оценки параметра потока отказов будет

$$\hat{\omega}(t; h) = \sum_{i=1}^s \frac{v_i}{m(r_i - l_i)} \left[G\left(\frac{t - l_i}{h}\right) - G\left(\frac{t - r_i}{h}\right) \right]. \quad (8)$$

Таким образом, имея достаточный статистический материал, можно оценить плотность распределения наработки до отказа, решая уравнение (4), найти функцию распределения наработки $F(t)$ (3), а затем получить временную зависимость остаточного ресурса времени от безотказной работы элемента $\bar{F}(t)$ по формуле (2).

В качестве примера рассмотрим применение данного метода для оценки остаточной наработки блоков питания внутризонных триаксиальных камер КТВ-17 (БП.119) – одного из элементов, входящих в состав схемы локальной аварийной защиты (ЛАЗ) СУЗ реактора РБМК блока № 1 Смоленской АЭС. Статистика дефектов для этого элемента в период с 1990 по 2005 гг. представлена в табл. 1.

Всего в состав СУЗ входит $m = 30$ элементов БП.119: 24 в составе изделия и 6 в составе запасных изделий и приборов (ЗИП).

Используя формулу (8), можно получить ядерную оценку параметра потока отказов (см. рис. 1).

Далее, решая уравнение Вольтерра 2-го рода (4), вычислим плотность распределения наработки до отказа для данного типа оборудования, зная которую мож-

Таблица 1

**Статистика дефектов устройств
БП.119 СУЗ реактора РБМК-1000 блока №1
СмAES**

Год	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1997
Дефекты, v_i	2	3	1	3	1	0	2	0
Год	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005
Дефекты, v_i	0	3	0	1	1	2	0	0

но найти функцию распределения наработки до отказа (3) и соответственно ВБР БП.119 (рис. 2).

Теперь можно вычислить математическое ожидание остаточной наработки на отказ (2), функциональная зависимость которой представлена на рис. 3.

Расчеты показывают, что величина остаточной наработки для БП.119 составляет на 15-й год эксплуатации 1,9 года.

По графику для зависимости остаточной наработки MX_t (см. рис. 3) видно, что имеется тенденция уменьшения величины остаточной наработки, близкая к линейной зависимости. Для полученной оценки можно построить тренд (пунктирная линия) и по нему спрогнозировать поведение остаточной наработки. Результаты расчетов показывают, что элементы БП.119 сохранят запас ресурса в течение 15 лет при условии проведения мероприятий по управлению сроком службы составных частей электрооборудования СУЗ и всей СУЗ в целом.

Аналогичные оценочные расчеты остаточного ресурса были выполнены и для других элементов электрооборудования СУЗ, комплектующих каналы аварийной защиты. Расчетные значения остаточной наработки для нескольких из них при $t=15$ лет приведены в табл. 2.

Результаты расчетов показывают, что наименьшие значения остаточной наработки имеют следующие элементы: усилитель защиты по мощности УЗМ (2,9 г.), импульсная камера деления КНТ 31 (3,5 г.), блок пи-

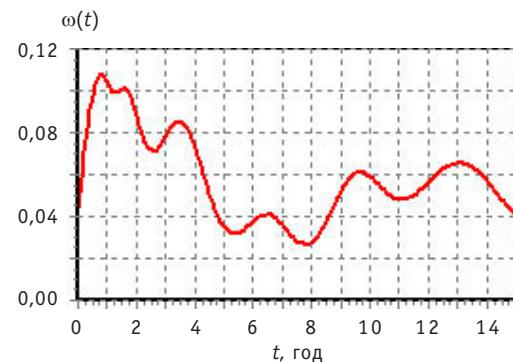


Рис. 1. Ядерная оценка параметра потока отказов БП.119

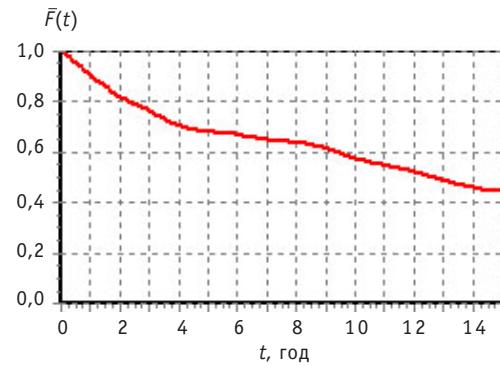


Рис. 2. Результаты оценивания ВБР БП.119

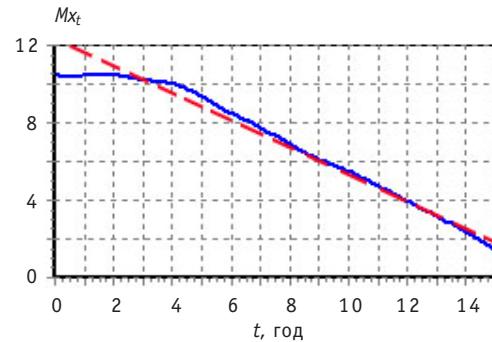


Рис. 3. Зависимость математического ожидания остаточной наработки от времени для БП.119

Таблица 2

**Остаточная наработка элементов
невосстанавливаемого оборудования СУЗ
при достижении возраста $t=15$ лет**

Наименование	Условное сокращение	Остаточная наработка, год
Усилитель защиты по мощности	УЗМ	2,9
Усилитель сигнала отклонения	УСО	14,5
Импульсная камера деления	КНТ 31	3,5
Блок питания	БП.119	1,4
Цифровой вычислитель реактивности	ЦВР.9	2
Камера нейтронная компенсационная	КНК.56	16,7
Камера нейтронная компенсационная	КНК.53	1,9
Усилитель А3 по скорости с выносным каскадом	УЗС.13	24,4
Блок питания камер деления	БП.30М	20,4

тания БП.119 (1,4 г.), цифровой вычислитель реактивности ЦВР.9 (2 г.). Кроме этого выявлен ряд элементов, для которых момент исчерпания ресурса наступает раньше достижения пятнадцатилетнего возраста. Это радиальные внутризоновые датчики ЛАР-ЛАЗ КВТ17.000 (10 лет), измеритель скорости счета с выносным каскадом ИСС.3М (8 лет), корректор уставки КрУ.7 (8,7 г.), блок синхронного перемещения БСП (6 лет). Этот результат объясняется резким увеличением отказов с определенного момента времени относительно количества экземпляров данного типа оборудования, входящих в состав СУЗ.

В заключение необходимо отметить, что результаты расчетов являются оценочными. К ним надо относиться осторожно, поскольку они получены на основании статистической информации малого объема. Результаты показывают, что все рассмотренные совокупности имеют запас ресурса, достаточный для продолжения эксплуатации. При поступлении новой информации результаты будут изменяться. Поэтому работы по анализу характеристик надежности и оценке остаточного ресурса необходимо проводить периодически, например, ежегодно, и особенно после проведения любых работ по модернизации, реконструкции и усовершенствованию оборудования СУЗ.

Литература

1. Байхельт Ф., Франкен П. Надежность и техническое обслуживание. – М.: Радио и связь, 1988. – 357 с.
2. Чепурко В.А. Ядерная оценка параметра потока отказов. Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем/ Сборник научных трудов №15. – Обнинск: ИАТЭ, 2004. – 80 с.
3. Антонова В. Системный анализ (2-е изд.). – М.: Высшая школа, 2006. – 454 с.

Поступила в редакцию 2.05.2007

ПОДХОД К ПРИМЕНЕНИЮ ВЕРОЯТНОСТНОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ АЭС С РЕАКТОРАМИ ВВЭР НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

Г.В. Токмачев

ФГУП «Атомэнергопроект», г. Москва



В статье обсуждается практика применения вероятностных анализов безопасности (ВАБ) для оценки и совершенствования проектов АЭС повышенной безопасности с реакторами ВВЭР нового поколения. Кратко охарактеризована концепция новых проектов АЭС с ВВЭР и решения по повышению безопасности, которые реализованы в проектах новых АЭС на основании принципов глубоко эшелонированной защиты и результатов ВАБ, выполненных для действующих АЭС. На качественном уровне проведена оценка соответствия проектов АЭС с реакторами ВВЭР нового поколения детерминистическим принципам с применением результатов ВАБ. Охарактеризован подход к количественной оценке уровня безопасности АЭС, достигнутого при проектировании, на основе результатов ВАБ.

ВВЕДЕНИЕ

Развитие атомной энергетики базируется на применении энергоблоков с высокими показателями безопасности и экономичности. Значительная часть вновь вводимых мощностей будет покрываться за счет атомных электрических станций (АЭС) с реакторами ВВЭР.

К настоящему времени проекты ряда энергоблоков АЭС нового поколения разработаны и лицензированы в надзорном органе Российской Федерации, и уже ведется сооружение энергоблока 1 Нововоронежской АЭС-2 в России и энергоблоков АЭС Куданкулам в Республике Индия. Сейчас разрабатывается проект АЭС-2006, который будет типовым проектом АЭС нового поколения.

Основными разработчиками этих проектов являются ФГУП «Атомэнергопроект» (г. Москва), ФГУП ОКБ «Гидропресс» и РНЦ «Курчатовский институт».

В качестве инструмента для выработки, оценки и обоснования решений по безопасности в проектах АЭС с реакторами ВВЭР нового поколения и определения основных инженерных принципов и мер, необходимых для достижения качественно нового уровня безопасности по сравнению с действующими АЭС, широко используются вероятностные анализы безопасности (ВАБ). Для их проведения применяются методики, общепринятые в мировом сообществе, что подтвердили

проведенные экспертизы МАГАТЭ и современное программное обеспечение, в частности, широко распространенная программа Риск Спектрум.

Накопленный опыт показывает целесообразность установления единых подходов к выполнению ВАБ и особенно к использованию результатов ВАБ для оценки проектных решений.

ПРОЕКТНЫЕ РЕШЕНИЯ ПО БЕЗОПАСНОСТИ

Концепция новых проектов АЭС с ВВЭР [1-5] направлена на достижение двух основных целей:

- повышения уровня безопасности;
- повышения экономичности выработки электроэнергии и снижения затрат на сооружение и эксплуатацию.

Разработка проектных решений по повышению безопасности в проектах новых АЭС основывается на реализации концепции глубоко эшелонированной защиты, которая предусматривает создание ряда физических барьеров на пути выхода радиоактивных веществ в окружающую среду и обеспечение высокого уровня надежности по защите этих барьеров от повреждений. Общий риск от эксплуатации АЭС нового поколения должен быть настолько мал, насколько это разумно достижимо. При этом должны, безусловно, выполняться требования действующих в России нормативных документов по безопасности [6], а также рекомендации МАГАТЭ [7].

Задание целевых значений вероятностных показателей безопасности для новых проектов основывается на требовании п. 1.2.17 ОПБ88/97 [6], в соответствии с которым оцененное значение частоты предельного аварийного выброса не должно превышать величину $1,0 \cdot 10^{-7}$ на реактор в год. Предельный аварийный выброс – это выброс такого количества радиоактивных продуктов, при котором может потребоваться эвакуация населения за пределами расстояний, определенных действующими нормами размещения АЭС. Вторым целевым показателем, установленным для АЭС с ВВЭР нового поколения, является значение общей частоты повреждения активной зоны, которое не должно превышать $1,0 \cdot 10^{-6}$ на реактор в год [8] и является более жестким (на один порядок) требованием по сравнению с п.4.2.2 ОПБ-88/97 [6].

Достижение высокого уровня надежности выполнения функций безопасности в проектах АЭС с реакторами ВВЭР нового поколения основывается на применении основных инженерных принципов и требований к структуре и конструкции систем безопасности, изложенных в ОПБ-88/97 [6] и INSAG-12 [7], включая следующие.

- **Принцип единичного отказа**, в соответствии с которым система должна выполнять заданные функции при любом требующем ее работы исходном событии и при независимом от исходного события отказе одного из активных элементов (например, насоса) или пассивных элементов, имеющих механические движущие части (например, обратного клапана), или ошибке персонала.

Реализация принципа единичного отказа требует, чтобы число резервированных элементов в системе было не менее двух по отношению к любым исходным событиям, при которых требуется функционирование системы, включая исходные события, которые могут вызвать зависимые отказы одного или нескольких резервированных элементов системы.

- **Принцип физического разделения**, в соответствии с которым оборудование и элементы отдельных каналов систем безопасности должны размещаться в отдельных помещениях, разделенных между собой расстоянием и/или физическими барьерами.

• **Принцип разнообразия**, включая функциональное и конструктивное разнообразие и разнообразие эксплуатационных состояний. Применение принципа разнообразия необходимо для защиты от отказов по общей причине, характерных для одинаковых по конструкции элементов систем. Следует отметить, что эффект повышения надежности резервированных систем зависит от вида разнообразия.

Наибольшая эффективность достигается при применении функционального разнообразия, что предусматривает использование взаимно резервирующих элементов (каналов или систем), основанных на различных (пассивных или активных) принципах действия. Достаточно хорошую защиту от отказов по общей причине обеспечивает конструктивное разнообразие, которое предусматривает применение элементов (насосов, дизель – генераторов, арматуры и т.п.) различной конструкции. Применение разнообразия эксплуатационных состояний наиболее эффективно, когда предусматривается использование части резервированных элементов или каналов системы безопасности для выполнения функций нормальной эксплуатации.

• **Расширенное применение систем пассивного принципа действия**. Реализация этого принципа обеспечивает достижение высокого уровня надежности выполнения функций безопасности, что достигается за счет

- простоты конструкции таких систем;
- небольшого числа высоконадежных элементов в их составе;
- полного отсутствия зависимостей их функционирования от обеспечивающих систем (например, систем электропитания и снабжения охлаждающей средой);
- практически полного отсутствия зависимостей от управляющих систем и действий персонала, поскольку пассивные системы безопасности вводятся в действие и выполняют заданные функции, как правило, вследствие изменения параметров технологических процессов.

• **Обеспечение защиты от ошибочных действий эксплуатационного персонала**. Наиболее эффективными мерами для выполнения этого принципа являются использование упомянутых выше пассивных систем безопасности, функционирование которых не требует каких-либо действий персонала, а также применение высокого уровня автоматизации по управлению активными системами безопасности с целью исключения каких-либо действий персонала на начальных периодах развития аварий.

• **Обеспечение защиты от внутренних воздействий** (пожаров, затоплений, пароводяных струй, летящих предметов, биений трубопроводов, неблагоприятных изменений условий окружающей среды в помещениях АЭС).

• **Обеспечение защиты от характерных для площадки АЭС внешних воздействий** природного (землетрясений, смерчей, ураганов, высоких и низких уровней воды, высоких и низких температур и т.п.) и техногенного (аварий на воздушном, водном и наземном транспорте, аварий на магистральных трубопроводах, внешних пожарах, прорывах плотин и др.) характера.

• **Обеспечение более высокого уровня надежности для функций безопасности** с большей частотой требований на их выполнение. В частности, это относится к функции приведения реактора в подкритическое состояние и поддержания его в этом состоянии во всем диапазоне рабочих параметров, а также функции отвода тепла от реакторной установки при нарушениях нормальной эксплуатации и переходных процессах при плотном первом контуре. Следует отметить, что, как правило, значения частот таких событий на два и более порядков выше значений частот течей из первого контура [9, 10].

• **Снижение (насколько это возможно) значений частот или вероятностей отказов оборудования и элементов**, приводящих к возникновению исходных событий аварий.

Несомненным достоинством приведенных выше детерминистических принципов является простота их понимания и подкрепление практикой использования в различных областях техники.

Не подвергая сомнению необходимость выполнения детерминистических принципов, следует отметить, что они, являясь основой при обосновании безопасности, имеют и вероятностную природу. Практически все эти принципы имеют безусловную направленность на снижение риска от использования АЭС за счет снижения размеров радиационных последствий при авариях и/или за счет снижения вероятностей или частот реализации таких аварий. При этом уровень безопасности конкретной АЭС существенно зависит от реального обеспечения показателей надежности оборудования/систем и культуры безопасности АЭС. К тому же, детерминистические принципы не устанавливают критерии допустимого риска (частот повреждения активной зоны и предельного аварийного выброса) при использовании АЭС, что во многом определяет принятие или неприятие обществом атомной энергетики.

При использовании ВАБ обеспечивается рассмотрение расширенного (по отношению к детерминистическим подходам) числа исходных событий и отказов, анализ безопасности АЭС для всех режимов ее работы и эксплуатационных состояний и определение показателей риска. Поэтому применение ВАБ позволяет оценить безопасность АЭС на качественно новом уровне, повышает общественную приемлемость использования АЭС, а с учетом определения вклада систем и мероприятий в показатели риска (т.е. их эффективности) существенно оптимизировать соотношение безопасность/экономика. Особенно ярко и полно преимущества применения ВАБ проявляются при сравнении конкретных проектов АЭС и разработке мероприятий по повышению безопасности АЭС. Все это определило практическую необходимость использования ВАБ для оценки проектных и эксплуатационных решений, что отражает международная практика разработки требований по безопасности АЭС, даже в документах детерминистической направленности.

Результаты ВАБ первого и второго уровней [5,11] для действующих АЭС с реакторами ВВЭР1000/320 показали, что значения частот повреждения активной зоны и предельного аварийного выброса превышают критерии, установленные в новых нормативных документах Российской Федерации, причем существенные вклады в эти значения вносят нарушения в энергосистемах, отказы по общей причине и ошибочные действия персонала. Это предопределило необходимость разработки и внедрения дополнительных мероприятий по повышению безопасности АЭС с практическим достижением ее уровня до требований норм.

Для коренного решения этих проблем в проектах АЭС нового поколения применяются взаимно резервирующие активные и пассивные системы безопасности, выполняющие основные функции безопасности по приведению реактора в подкритическое состояние, отводу тепла от активной зоны и локализации выделяющихся в процессе аварии радиоактивных продуктов в пределах защитной оболочки.

Примерами таких систем являются:

- активная и пассивная системы аварийного отвода тепла по 2-му контуру, причем обе системы способны отводить тепло в течение неограниченного периода времени;
- активная система аварийного охлаждения активной зоны и гидроемкости 1 и 2-й ступеней, используемых для поддержания запаса теплоносителя в активной

зоне при течах из 1-го контура. При этом гидроемкости 2-й ступени совместно с гидроемкостями 1-й ступени резервируют систему аварийного охлаждения активной зоны по функции поддержания запаса теплоносителя в активной зоне в течение длительного времени после начала аварии, что обеспечивает расширение времени по управлению запроектными авариями, связанными с авариями с потерей теплоносителя реактора. В частности, это время может быть использовано для восстановления работоспособности активных элементов в случае их отказа.

В проекте активных систем безопасности применены дополнительные меры по снижению влияния отказов по общей причине, в качестве которых предусматривается использование отдельных каналов аварийного охлаждения активной зоны и системы аварийного отвода тепла через 2-ой контур для целей нормальной эксплуатации. Поэтому некоторые каналы этих систем непрерывно работают, а остальные находятся в режиме ожидания при работе блока на мощности. При этом большая часть элементов активных систем безопасности находится в состояниях, которые аналогичны состояниям при выполнении требуемых функций во время аварии.

Применение концепции течи перед разрывом должно обеспечить снижение значений частот больших течей из 1-го контура и разрушения коллекторов парогенераторов и корпусного оборудования до пренебрежительно низких значений.

Применение двойной железобетонной защитной оболочки с пассивной системой удаления водорода, системой вентиляции и очистки среды из объема кольцевого зазора между первичной и вторичной защитными оболочками, спринклерной системой и системой удержания расплавленной активной зоны (ловушкой для расплавленного ядерного топлива) обеспечивает снижение выбросов, уменьшение размеров санитарно-защитной зоны для проектных аварий и предотвращение превышения размеров предельного аварийного выброса для запроектных аварий, включая тяжелые аварии с полным расплавлением ядерного топлива.

Реализация приведенных выше проектных решений позволила создать АЭС с качественно новым уровнем безопасности, характеризуемым количественно такими значениями частот повреждения активной зоны и предельного аварийного выброса, которые ниже целевых значений вероятностных показателей безопасности, установленных для новых проектов.

ПРИМЕНЕНИЕ ВАБ ДЛЯ ОЦЕНКИ И СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ ПРОЕКТОВ АЭС

Практика применения ВАБ

В соответствии с существующими в России требованиями надзорного органа [12] ВАБ при проектировании АЭС выполняется в несколько этапов, а окончательный отчет по ВАБ включает

- ВАБ 1-го уровня для внутренних исходных (инициирующих) событий, а также внутренних и внешних воздействий, который рекомендуется выполнять для всех режимов работы энергоблока – номинального и пониженных уровней мощности, режимов пуска и останова, стояночных режимов (при проведении перегрузки ядерного топлива, технического обслуживания и ремонта);

- ВАБ 2-го уровня для внутренних исходных событий, а также внутренних и внешних воздействий, который рекомендуется выполнять для режимов работы энергоблока на номинальном и пониженных уровнях мощности.

Процесс проектирования состоит из трех основных этапов:

- обоснование инвестиций, включая разработку концептуального (эскизного) проекта;

- разработка технического проекта;
- разработка рабочей документации.

На стадии обоснования инвестиций демонстрируется возможность сооружения АЭС с требуемыми характеристиками. ВАБ, проводимый на этом этапе, позволяет доказать, что резервирование и разнообразие систем адекватны установленным требованиям. Для этого, как правило, выполняется сокращенный ВАБ для внутренних исходных событий и работы реактора на мощности.

На стадии разработки технического проекта проводится более детальная оценка проектных решений, включая предварительный анализ защиты против внутренних и внешних воздействий. Для этого проводится доработка ВАБ с учетом этих воздействий, а также эксплуатационных состояний с остановленным реактором, хотя и с определенными упрощениями. На этом этапе обычно выполняется ВАБ 1 и 2-го уровней. Следует отметить, что ВАБ 1-го уровня входит в комплект документов, необходимых для получения лицензии (разрешения) на сооружение АЭС [13].

Результаты полномасштабного ВАБ, проводимого на стадии рабочего проектирования в процессе выпуска окончательного отчета по оценке безопасности, используются для обоснования достигнутого в проекте уровня безопасности и получения лицензии на эксплуатацию АЭС [13].

Результаты ВАБ содержат необходимую информацию для проведения всесторонних комплексных обоснований достигаемого в проекте уровня безопасности. В ВАБ проводится качественная и количественная оценки эффективности проектных решений и/или предлагаемых мер по их совершенствованию для снижения вероятностей реализации запроектных аварий с тяжелыми радиационными последствиями и/или тяжелыми повреждениями источников радиоактивности.

Обоснование безопасности опирается на совокупность результатов детерминистического и вероятностного анализов безопасности, и эти цели не могут быть достигнуты при использовании одностороннего подхода. Применение ВАБ дополнительно к детерминистическим анализам позволяет обеспечить цельную технологию анализа и оценки уровня безопасности АЭС при проектировании.

Важным преимуществом проектируемых АЭС является возможность достаточно быстрого и дешевого изменения проекта с целью исключения слабых мест, выявленных в результате проведения ВАБ. Опыт показывает, что разработка проекта и ВАБ проводятся параллельно, причем оба процесса оказывают взаимное влияние и имеют итеративный характер – рекомендации, разрабатываемые на основе результатов ВАБ и касающиеся изменений компоновки, технологических схем, режимов работы оборудования, эксплуатационных состояний энергоблока, перечня защит и блокировок и т.п., оперативно внедряются в проект. В свою очередь, любые изменения проекта, в том числе и по результатам ВАБ, вызывают необходимость корректировки моделей и документации по ВАБ. Таким образом, анализ проводится в несколько итераций, т.е. определенные его этапы выполняются заново с целью их уточнения после завершения некоторых последующих задач ВАБ и/или внесения изменений в проект АЭС.

При выполнении ВАБ в процессе проектирования новой АЭС особое внимание уделяется этой повышенной «изменчивости» объекта исследования по сравнению с аналогичными анализами, проводимыми для действующих АЭС. Для того чтобы достичь высокого качества ВАБ, разрабатываемого итеративно для меняющегося проекта АЭС, были разработаны специфические программы и процедуры обеспечения качества. В этих организационных документах особое внимание уделяется вопросам отслеживания всех вносимых в проект изменений, а также взаимодействию выполняющих ВАБ аналитиков, как между собой, так и со специалистами,

занимающимися конструированием, проектированием, изготовлением оборудования и проведением детерминистических анализов.

Технология проведения ВАБ на этапе проектирования новых АЭС имеет определенные особенности по сравнению с общепринятым подходом к выполнению ВАБ, который был разработан для действующих АЭС и отражен в документах МАГАТЭ [1418]. Поэтому методология, обычно применяемая для выполнения ВАБ действующих АЭС, подверглась определенной корректировке.

На начальной стадии проектирования сбор исходных данных, необходимых для выполнения ВАБ, значительно осложнен из-за недостатка информации и документации, например, эксплуатационных инструкций. Некоторые типичные задачи, в частности, обход станции при выполнении анализа внутренних и внешних воздействий, просто невозможно выполнить [19]. Кроме того, анализ АЭС со значительным использованием пассивных систем вызывает необходимость моделирования времени выполнения функций, превышающего обычно рассматриваемые 24 ч. Анализ надежности пассивных систем и отказов по общей причине для этих систем также отличается от аналогичных анализов активных систем. Дополнительные особенности вносит рассмотрение программируемых технических средств [10, 20], т.к. согласно требованиям ОПБ-88/97 [6] (пп. 4.4.4.5 и 4.4.5.9) проекты управляющих систем безопасности и нормальной эксплуатации должны содержать анализ надежности функционирования программного обеспечения.

Качественная оценка безопасности

Основные задачи качественного анализа безопасности состоят в установлении степени соответствия проектных решений основным принципам современной концепции глубокоэшелонированной защиты, изложенным в ОПБ88/97 [6] и отчете МАГАТЭ INSAG12 [7] и охарактеризованным выше.

Оценка соответствия проектов АЭС с реакторами ВВЭР нового поколения приведенным выше детерминистическим принципам с применением результатов ВАБ проведена на функционально-системном и элементном уровне.

Качественная оценка безопасности на функционально-системном уровне выполнена на основе анализа аварийных последовательностей, в рамках которого

- определен детализированный перечень функций безопасности и критерии успеха для выполнения каждой функции безопасности,
- проведен анализ зависимостей между отдельными функциями безопасности и системами безопасности,
- определено участие оперативного персонала в управлении системой безопасности,
- проведена предварительная оценка соответствия проекта детерминистическим принципам.

Как показал анализ деревьев событий, на большинстве из них отсутствуют аварийные последовательности с повреждением активной зоны, которые реализуются при отказе только одной системы безопасности, а подавляющее число аварийных последовательностей с повреждением активной зоны обусловлено совместным отказом двух или более систем. В частности, аварийные последовательности, возникающие вследствие невыполнения функций отвода тепла через второй контур, реализуются при совместном отказе активных и пассивных систем отвода тепла по второму контуру. Другим примером являются сценарии с повреждением активной зоны при течах из первого контура, которые возникают при совместном отказе активной системы аварийного охлаждения активной зоны и одной из пассивных систем.

Исключение составляют аварийные последовательности при течах из первого контура за пределы защитной оболочки, которые реализуются при неизоляции течи (незакрытии локализующей арматуры на разгерметизированном трубопроводе). Следует, однако, отметить, что снижение частот таких аварийных последовательностей достигается за счет применения принципа конструкционного разнообразия, в соответствии с которым предусмотрена установка на этих трубопроводах изолирующих задвижек различной конструкции – с пневмо- и электроприводами.

Качественная оценка безопасности на элементном уровне выполнена на основе анализа перечня минимальных сечений. Минимальные сечения представляют собой комбинации минимального числа базовых (первичных) событий функционально-системных деревьев отказов. Их реализация приводит к последствиям, размеры которых превышают установленные в проекте пределы. В состав минимальных сечений могут входить совместно с исходными событиями независимые отказы и отказы по общей причине элементов систем важных для безопасности, ошибочные действия персонала и события, связанные с осуществлением мер по управлению запроектными авариями (например, использованием временного резервирования для восстановления критических функций безопасности).

Анализ перечня минимальных сечений позволяет сделать следующие выводы о влиянии различных факторов на безопасность АЭС нового поколения:

- по всему проекту в целом отсутствуют минимальные сечения, содержащие дополнительно к исходному событию только один независимый отказ элемента систем безопасности или только одно ошибочное действие персонала, учет которых требуется в соответствии с ОПБ-88/97 [6]; исключением является такое запроектное исходное событие, как катастрофический разрыв корпуса реактора, который непосредственно ведет к повреждению активной зоны, но имеет очень низкую вероятность; это показывает, что проект систем безопасности соответствует принципу единичного отказа, и в проекте обеспечена защита от ошибочных действий эксплуатационного персонала на должном уровне;
- отсутствуют минимальные сечения, содержащие дополнительно к исходному событию отказы по общей причине одной группы однотипных элементов; это подтверждает достаточный уровень защиты от зависимых отказов, отказов по общей причине и множественных зависимых ошибок персонала.

Анализ качественных результатов ВАБ на системно-функциональном и элементном уровнях показывает, что концепция безопасности, принятая в проектах АЭС с реакторами ВВЭР нового поколения, обеспечивает выполнение приведенных выше инженерных (детерминистических) принципов современной концепции глубокоэшелонированной защиты.

Количественная оценка безопасности на основе результатов ВАБ

Для проведения количественной оценки безопасности использованы следующие результаты, полученные при выполнении ВАБ:

- значения суммарных по всем исходным событиям вероятностей или частот повреждения активной зоны;
- вклады в значение вероятностных показателей безопасности от отдельных исходных событий, отдельных аварийных последовательностей, отдельных функций безопасности и важных для безопасности систем, оборудования и элементов;
- вклады в значение вероятностных показателей безопасности от отказов по общей причине и ошибочных действий персонала;
- результаты анализов неопределенностей, значимости и чувствительности.

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

Общая количественная оценка уровня безопасности, достигнутого при проектировании, проведена на основе сравнения полученной частоты повреждения активной зоны с целевыми значениями, приведенными в действующих нормативных документах и технических заданиях на разработку проектов АЭС с реакторами ВВЭР нового поколения.

Результаты ВАБ, полученные к настоящему времени, показали, что в проектах АЭС с реакторами ВВЭР нового поколения достигнут более высокий уровень безопасности по сравнению с действующими АЭС, который полностью удовлетворяет жестким требованиям, предъявляемым к будущим АЭС. В частности, для внутренних исходных событий при работе энергоблока на мощности обеспечено снижение частоты повреждения активной зоны примерно на 2 порядка по сравнению с действующими АЭС с реакторами ВВЭР-1000. Такое снижение обеспечено применением новых проектных решений. Следует отметить, что результаты оценок частот повреждения активной зоны по различным энергоблокам получены с применением, в основном, одинаковых исходных данных по показателям надежности оборудования, вероятностям ошибочных действий персонала и частотам исходных событий. Поэтому сравнительный анализ результатов является вполне корректным и отражает, главным образом, принципиальные различия в проектных решениях по структуре, принципам действия и режимам использования систем безопасности.

По результатам анализов вкладов от отказов по общей причине и ошибочных действий персонала проведены оценки эффективности предусмотренных в проекте мер по защите от влияния таких событий и использованных в проекте инженерных принципов безопасности. Анализ вкладчиков в частоту повреждения активной зоны показал, что применение принципа функционального и конструктивного разнообразия в системах безопасности позволяет обеспечить глубокую защиту от отказов по общей причине, а применение пассивных систем и активных систем, не требующих для своего функционирования вмешательства персонала – от ошибочных действий персонала.

ВЫВОДЫ

Результаты ВАБ демонстрируют, что технические решения, заложенные в проект АЭС с реакторами ВВЭР нового поколения, обеспечивают достижение качественно нового по сравнению с действующими АЭС с ВВЭР-1000/320 уровня безопасности, который удовлетворяет требованиям современной концепции глубокоэшелонированной защиты и установленным в действующей нормативной документации требованиям к целевым значениям вероятностных показателей безопасности. Результаты ВАБ подтверждают, что в проектах АЭС нового поколения обеспечено выполнение основных инженерных принципов концепции глубокоэшелонированной защиты, включая принципы функционального и конструктивного разнообразия, защиты от отказов по общей причине и от ошибочных действий персонала, физического разделения и обеспечения более высокой надежности выполнения функций безопасности.

Литература

1. Копытов И.И., Алякринский А.Н. Энергоблоки с ВВЭР-1500 – новый этап в развитии ядерной энергетики России//Теплоэнергетика. – 2005. – №1. – С. 4-8.
2. Ноздрин Г.Н., Воронцов В.В. Технические решения по повышению безопасности в проекте АЭС с ВВЭР-1500/Международная школа по «Ядерной физике, нейтронной физике и ядерной энергетике» (Республика Болгария, Варна, 9-13 сентября 2003 г.).

3. Беркович В.М., Копытов И.И., Швыряев Ю.В. Проектные решения по безопасности для энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР нового поколения – краткое описание энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР нового поколения / Сб. трудов Международной конф. по надежности, безопасности и риску ICRESH-2005 (Мумбай, Индия, декабрь 2005 г.) «Advances in Risk Informed-Technology». – Narosa Publishing House, 2006. – С. 403–409.
4. Беркович В.М., Копытов И.И., Таранов Г.С., Мальцев М.Б. Особенности проекта АЭС нового поколения с реактором ВВЭР-1000 повышенной безопасности // Теплоэнергетика. – 2005. – № 1. – С. 9–15.
5. Беркович В.М., Малышев А.Б., Швыряев Ю.В. Проектные решения по безопасности и экономичности энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР нового поколения // Теплоэнергетика. – 2003. – № 11.
6. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций ОПБ-88/97. ПНАЭ Г-01-011-97. – М.: Госатомнадзор Российской Федерации, 1997.
7. МАГАТЭ. Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants. IAEA-Safety Series No. 75-INSAG-3 Rev.1, INSAG-12, Вена, Австрия, 1999 г.
8. АЭС-2006. Техническое задание на разработку базового проекта. – М.: Федеральное агентство по атомной энергии, 2006.
9. Mishra A., Chauhan A. Probabilistic Safety Assessment of KK-NPP. Сборник трудов Международной конференции по надежности, безопасности и риску ICRESH-2005 (Мумбай, Индия декабрь 2005 г.) «Advances in Risk Informed-Technology». – Narosa Publishing House, 2006. – С. 339–345.
10. Швыряев Ю.В., Токмачев Г.В., Байкова Е.В. Результаты ВАБ, пересмотренного для усовершенствованного ВВЭР-1000/VII Международный форум по обмену информации в области анализов безопасности (Forum-7) (Пьештяны, Словакия 28–30 октября 2003 г.).
11. Морозов В.Б., Глушенко А.В. Сравнительные результаты вероятностного анализа безопасности второго уровня для АЭС с реакторами ВВЭР-1000/II Международный семинар «Проблемы снижения риска при использовании атомной энергии» (Москва, 7–9 июня 2004 г.).
12. Основные рекомендации по выполнению вероятностного анализа безопасности атомных станций. РБ-032-04. – М.: Федеральная служба по атомному надзору Российской Федерации, 2004.
13. Требования к составу комплекта и содержанию документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности ядерной установки, пункта хранения, радиационного источника и /или заявленной деятельности (для атомных станций). РД 04-27-2006. – М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору Российской Федерации, 2006.
14. МАГАТЭ. Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 1). IAEA-Safety Series No. 50-P-4, Вена, Австрия, 1992.
15. МАГАТЭ. Human Reliability Analysis in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants. IAEA-Safety Series No. 50-P-10, Вена, Австрия, 1995.
16. МАГАТЭ. Treatment of Internal Fires in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants. IAEA-Safety Series Report No. 10, Вена, Австрия, 1998.
17. МАГАТЭ. Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants for Low Power and Shutdown Modes. IAEA-TECDOC-1144, Вена, Австрия, 2000.
18. МАГАТЭ. Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 2). IAEA-Safety Series No. 50-P-8, Вена, Австрия, 1995.
19. Токмачев Г. Вероятностный анализ безопасности для пожаров на АЭС Куданкулам в Индии / Сб. трудов Международной конф. по надежности, безопасности и риску ICRESH-2005 (Мумбай, Индия декабрь 2005 г.) «Advances in Risk Informed-Technology». – Narosa Publishing House, 2006. – С. 375–380.
20. Токмачев Г.В., Токмачев И.Г. Надежность программного обеспечения систем безопасности АЭС // Атомная техника за рубежом. – 2004. – № 12. – С. 3–14.

Поступила в редакцию 23.01.2007

РАСЧЕТНО-ТЕХНИЧЕСКОЕ ОБОСНОВАНИЕ ПРОТИВОАВАРИЙНЫХ ПРОЦЕДУР АЭС С ВВЭР-1000

А.Н. Шкаровский*, В.И. Аксенов*, А.П. Колеватых*, Н.П. Сердунь,
А.А. Росляков****

*Концерн «Росэнергоатом», г. Москва

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



Проведена оценка достаточности анализа аварийных ситуаций по исследованным параметрам и причинам, вызывающим аварийную ситуацию, на основании которой сформулирован ряд неисследованных ранее исходных событий, определяющих безопасность РУ и АЭС. Сформулированы исходные данные, начальные и граничные условия для расчетного анализа аварийных ситуаций. Проведен расчетный анализ аварийных ситуаций, охватываемых комплектом СОАИ для конкретной АЭС. Разработаны и обоснованы действия оперативного персонала в поддержку технических систем безопасности по управлению аварийными ситуациями с целью перевода энергоблока в конечное безопасное состояние. Показано, что во всех исследованных аварийных ситуациях и режимах обеспечивается (системами безопасности самостоятельно или системами безопасности и их поддержкой оперативным персоналом) перевод реакторной установки в конечное безопасное состояние и обеспечение трех основных функций безопасности – управление мощностью реактора и обеспечение его подkritичности, отвод тепла от активной зоны и обеспечение целостности твэлов, локализация радиоактивных веществ в заданных границах. Все разработанные рекомендации включены в соответствующие инструкции.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в России находятся в эксплуатации ряд АС с реакторами ВВЭР первого, второго и третьего поколений, при проектировании, строительстве и эксплуатации которых обеспечение безопасности основывались на документах ОПБ-73, ОПБ-82 и ОПБ-88. Актуальность поставленных и решаемых в процессе исследования задач вытекает из необходимости обеспечения и подтверждения безопасности эксплуатируемых в настоящее время АЭС с реакторами ВВЭР в нормальных и аварийных режимах и соответствия уровня безопасности современным требованиям, определенным в основополагающих документах по безопасности ОПБ-88/97 и INSAG-12.

Безопасное состояние АЭС обеспечивается взаимодействием трех элементов: уровней безопасности, барьеров безопасности и мер, направленных на обеспечение безопасности.

© А.Н. Шкаровский, В.И. Аксенов, А.П. Колеватых, Н.П. Сердунь, А.А. Росляков, 2007

Современный подход к обеспечению безопасности АЭС основан на принципе глубоко эшелонированной защиты. Этот принцип определяет общую стратегию мер и средств обеспечения безопасности АЭС и предусматривает наличие пяти физических барьеров на пути распространения радиоактивных материалов и организации нескольких уровней защиты, которые обеспечивают защиту АЭС и этих барьеров от повреждений, а также защиту населения и окружающей среды от ущерба, если барьеры окажутся в какой-то мере поврежденными.

Для анализа безопасности АС используются различные способы.

Вероятностный анализ безопасности (ВАБ) представляет собой системный анализ безопасности АЭС, который позволяет выявить основные предвестники аварий, разработать необходимые средства и мероприятия для достижения приемлемого уровня безопасности на проектной стадии и поддержания достигнутого уровня безопасности при эксплуатации АЭС.

Детерминистский анализ безопасности АЭС. Обоснование безопасности заключается в расчетах переходных и аварийных режимов при штатном срабатывании аварийных систем с целью доказать, что во всех случаях обеспечены условия не превышения предельных уровней безопасности АЭС.

В настоящее время продолжаются работы по детерминистскому анализу аварий в следующих направлениях:

- разработка полного перечня исходных аварийных событий и пакеты сценариев развития аварий, опирающихся на результаты ВАБ;
- оценка достоверности расчетных анализов проектных аварий, уже выполненных в обоснование действующих АЭС.

Разрабатываемые в настоящее время симптомно-ориентированные аварийные инструкции (СОАИ) для АЭС с ВВЭР охватывают события, относящиеся к нарушениям нормальных условий эксплуатации, приводящие к срабатыванию систем безопасности и действию аварийной защиты, а также проектные и запроектные аварии. В перспективе планируется, что будет охвачена также область тяжелых аварий с плавлением активной зоны, нарушения в работе оборудования, не приводящие к аварийной ситуации и область внешних исходных событий (пожары наводнения и т.д.).

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПЕРЕЧНЯ РЕЖИМОВ И НЕОБХОДИМОГО ОБЪЕМА РАСЧЕТНОГО АНАЛИЗА ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ СОАИ

Одной из важнейших проблем, возникающих при расчетном обосновании создаваемого комплекта СОАИ, является определение перечня рассматриваемых аварийных ситуаций и отказов оборудования, требующих расчетного анализа. При этом выбор определенного набора цепочек событий должен быть обоснован. В качестве основы для составления перечня режимов, расчетный анализ которых необходим для обоснования СОАИ, были использованы следующие перечни:

- режимов нарушения нормальных условий эксплуатации и проектных аварий, рассматриваемых в техническом обосновании безопасности (ТОБ) энергоблоков АЭС;
- запроектных аварий энергоблоков АЭС;
- режимов, рассматриваемых в проектах АЭС нового поколения;
- минимальных совокупностей отказов оборудования, дающих наибольший вклад в частоту повреждения активной зоны (ЧПАЗ) по результатам ВАБ первого уровня энергоблоков АЭС.

Перечень режимов, полученный в результате переработки указанных выше перечней, был скорректирован в два этапа. На первом этапе корректировки были исключены режимы, вероятность реализации которых слишком мала. На втором этапе путем анализа оставшихся режимов были исключены те, в которых не ожидаются срабатывание аварийной защиты или срабатывание систем безопасности (СБ).

По такой методике был разработан итоговый перечень режимов, расчетный анализ которых необходим для обоснования противоаварийных процедур. Итоговый перечень режимов, объединенный по группам, приведен в табл. 1.

После определения итогового перечня режимов выделялись те, которые уже проанализированы в имеющихся материалах (Техническое обоснование безопасности, Инструкция по ликвидации аварий, материалы ВАБ и других) и на основании этого определялся перечень дополнительных режимов, расчетный анализ которых необходим для обоснования полного комплекта симптомно-ориентированных инструкций.

Выбор спектра моделируемых последовательностей событий (деревьев событий) при переходных процессах определялся путем наложения на выбранные группы режимов функциональных отказов систем и оборудования, необходимых для уменьшения или предотвращения последствий аварийных процессов. Выбор конкретного перечня «деревьев событий» производился из полного спектра либо на основании оценки вероятности возникновения каждой «цепочки» событий (при наличии результатов ВАБ), причем в качестве критерия отбора последовательностей событий выбрана вероятность их возникновения более 10^{-7} на 1 реактор/год, либо на основании инженерных оценок возможности их возникновения.

Конкретный сценарий протекания переходного процесса охватывал временной интервал от начала процесса до момента достижения стационарно-безопасного состояния энергоблока. При разработке сценария для расчетного обоснования режимов также учитывалось наличие запрета оперативному персоналу на вмешательство в работу систем безопасности в первые 10–30 мин после сигнала на запуск СБ. В рассматриваемых последовательностях событий учтены реальные затраты времени оператором для выполнения предписываемых действий.

По такой методике был определен дополнительный перечень аварийных ситуаций, для которых необходим расчетный анализ для обоснования полного комплекта СОАИ.

РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ И ОБОСНОВАНИЕ КОМПЛЕКТА СОАИ

После выбора и обоснования перечня последовательностей событий для комплекта СОАИ производится расчетный анализ процесса протекания аварийных ситуаций входящих в этот перечень.

Задачами расчетного анализа СОАИ являются:

- определение дерева вероятных сценариев протекания переходных процессов с учетом действий по проектным алгоритмам основного оборудования и систем безопасности, ожидаемых (постулируемых) отказов оборудования, влияющих на протекание переходного процесса;
- обоснование правильности выбора симптомов, их численных значений и последовательности возникновения во времени и на основании этого разработка оптимальных действий по диагностике состояния энергоблока, контроля состояний критических функций безопасности (КФБ), управлению аварийным процессом и восстановлению безопасного состояния РУ и состояния КФБ;
- обоснование возможности обеспечения целостности барьеров безопасности и уменьшение последствий их нарушения при любом сценарии протекания переходного процесса, охватываемым СОАИ;
- подтверждение правильности выбора алгоритмов действий и при необходимости разработка конкретных рекомендаций по корректировке инструкций (расчетная валидация) для уже разработанных (на базе имеющихся проектных обоснований, расчетов по ВАБ и расчетов для руководств по управлению запроектными авариями) редакций СОАИ;

Таблица 1

Группы режимов

1. Увеличение отвода тепла вторым контуром
1.1. Непреднамеренное открытие предохранительного клапана парогенератора (ПК ПГ) с последующей его непосадкой.
1.2. Непреднамеренное открытие быстродействующей редукционной установкой сброса пара в конденсатор (БРУ-К) или быстродействующей редукционной установкой сброса пара в атмосферу (БРУ-А) с их последующей непосадкой.
1.3. Спектр разрывов паропроводов внутри и вне контайнера вплоть до максимального диаметра парового трубопровода.
1.4. Разрывы паропровода в изолируемой от ПГ части с незакрытием быстродействующим запорно-отсечным клапаном (БЗОК) на 2, 3 или 4 ПГ.
1.5. Ложное открытие 2, 3 или 4 БРУ-А.
1.6. Нарушение нормального отвода тепла по 2-му контуру (например, закрытие БЗОК на одном ПГ) с незакрытием после открытия ПК ПГ и неизоляцией аварийного ПГ по подаче питательной воды.
1.7. Обесточивание с незакрытием после открытия 2, 3 или 4 БРУ-А;
1.8. Ложное открытие всех ПК ПГ.
2. Уменьшение отвода тепла вторым контуром
2.1. Обесточивание с отказом системы подачи аварийной питательной воды аварийными электропитательными насосами (АЭПН) в ПГ.
2.2. Непреднамеренное закрытие отсечного клапана на паропроводе.
2.3. Потеря собственных нужд электропитания АЭС.
2.4. Потеря нормального расхода питательной воды (за исключением разрыва трубопроводов питательной воды).
2.5. Полное прекращение подачи питательной воды.
2.6. Разрывы трубопровода питательной воды вне герметичной оболочки (ГО), в ГО на участке между обратным клапаном и ПГ, в ГО на участке до обратного клапана.
2.7. Нарушение нормального отвода тепла по 2-му контуру (например, закрытие БЗОК на одном ПГ) с отказом на открытие обоих ПК на одном парогенераторе.
2.8. Обесточивание с отказом на открытие обоих ПК на одном парогенераторе.
2.9. Обесточивание с частичным отказом подачи аварийной питательной воды АЭПН в ПГ и отказом на открытие линии аварийного газоудаления.
2.10. Закрытие всех БЗОК.
3. Уменьшение расхода теплоносителя первого контура
3.1. Частичная потеря принудительного расхода теплоносителя реактора.
3.2. Аварийное отклонение частоты в сети.
3.3. Полная потеря принудительного охлаждения реактора в исходном режиме с быстрым падением частоты (до 4 Гц/с).
3.4. Мгновенное заклинивание вала главного циркуляционного насоса (ГЦН).
3.5. Разрыв вала ГЦН.
3.6. Самопроизвольное закрытие главной запорной задвижки (Г33) на одной петле.
3.7. Закрытие Г33 на всех петлях.
4. Аномалии реактивности и распределения мощности
4.1. Неуправляемый вывод группы органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ) в подкритическом состоянии или при пуске на низком уровне мощности.
4.2. Нарушение в системах подпитки и борного регулирования, приводящее к уменьшению концентрации борной кислоты в теплоносителе реактора.
4.3. Неправильное включение циркуляционной петли.
4.4. Выброс сборки регулирующих стержней с разрывом чехла СУЗ.
5. Увеличение количества теплоносителя первого контура
5.1. Непреднамеренное срабатывание системы аварийного охлаждения зоны (САОЗ).
5.2. Ложный вспрыск в компенсатор давления от системы подпитки и борного регулирования с температурой воды 20°C.

Продолжение табл. 1

6. Уменьшение количества теплоносителя первого контура
6.1. Непреднамеренное открытие и непосадка импульсного предохранительного устройства компенсатора давления (ИПУ КД).
6.2. Компенсируемая течь первого контура внутри контейнмента.
6.3. Авария с течью теплоносителя в результате спектра разрывов труб диаметром до 100 мм включительно в границах давления первого контура.
6.4. Авария с течью теплоносителя в результате спектра разрывов труб диаметром от 100 до 850 мм.
6.5. Малая течь с незакрытием изолирующих клапанов на проходках вентиляционных систем с отказом и без отказа спринклерной системы.
6.6. Большая течь с незакрытием изолирующих клапанов на проходках вентиляционных систем с отказом и без отказа спринклерной системы.
6.7. Большая течь с отказом спринклерной системы.
6.8. Большая течь с отказом гидроаккумуляторов.
6.9. Большая течь с неотсечением азота в гидроаккумуляторах.
6.10. Большая течь с блокировкой рециркуляции теплоносителя.
6.11. Малая течь с отказом САОЗ высокого давления (ВД).
6.12. Средняя течь с отказом САОЗ ВД.
6.13. Малая течь с отказом систем нормального и аварийного отвода тепла по 2-му контуру.
6.14. Малая течь с блокировкой рециркуляции теплоносителя.
6.15. Малая течь с отказом спринклерной системы.
7. Течи из первого контура во второй
7.1. Разрыв трубы ПГ.
7.2. Отрыв крышки коллектора ПГ первого контура.
7.3. Отрыв крышки коллектора ПГ первого контура с незакрытием после открытия БРУ-А на аварийном парогенераторе.
7.4. Отрыв крышки коллектора ПГ первого контура с незакрытием БЗОК на аварийном ПГ.
7.5. Отрыв крышки коллектора ПГ первого контура с отказом САОЗ ВД.
7.6. Разрыв коллектора парогенератора по первому контуру.
7.7. Отрыв крышки коллектора ПГ первого контура с отказом работы САОЗ ВД и САОЗ низкого давления (НД) из баков Б-8 и бака-приямка.
7.8. Отрыв крышки коллектора ПГ первого контура с отказом линии аварийного газоудаления.
7.9. Отрыв крышки коллектора ПГ первого контура с отказом на закрытие Г33 на аварийной петле.
8. Течи из первого контура за пределы контейнмента
8.1. Разрыв трубопровода системы продувки 1-го контура за пределами защитной оболочки (ЗО) с незакрытием отсечной арматуры на трубопроводе продувки.
8.2. Разрыв трубопровода системы продувки 1-го контура за пределами ЗО с отказом САОЗ ВД.
9. Комбинированные течи
9.1. Спектр разрывов паропроводов внутри и вне контейнмента вплоть до максимального диаметра парового трубопровода с разрывом одной или нескольких трубок в парогенераторе;
9.2. Отрыв крышки коллектора ПГ 1 контура и последующее повреждение крышки ПГ по второму контуру.

- подтверждение того, что с помощью предложенных в результате расчетных анализов алгоритмов работы, технических действий оперативного персонала при любом сценарии протекания переходного процесса (наложении функциональных отказов), охватываемыми СОАИ, энергоблок гарантированно переводится в стационарно-безопасное состояние;

- обоснование эффективности, допустимости и безопасности предлагаемых мероприятий в случае, когда для управления переходным процессом возникает необходимость использования средств, непредусмотренных проектом для этих целей или непроектные алгоритмы работы оборудования энергоблока.

До выполнения расчетных анализов для каждой группы режимов проектных аварий были определены критерии успешности (критерии приемки) результатов расчетов (табл. 2), которые выбирались из условий обеспечения безопасной эксплуата-

Таблица 2

**Основные критерии успешности результатов расчетных
анализов для разработки СОАИ в части проектных аварий**

№ п.п	Критерий успешности результатов расчета	Значение
1	Максимальная температура оболочки твэла не превышает	1200°C
2	Максимальная глубина локального окисления оболочки твэла не превышает	18%
3	Доля прореагировавшего циркония в активной зоне не более ... его массы в оболочках твэлов	1%
4	Максимальная блокировка поперечного сечения теплоносителя в пучке твэлов менее	75%
5	Температура топлива ниже температуры плавления	2840°C свежее 2570°C выгор.
6	Обеспечение подкритического состояния реактора в процессе расхолаживания	Не менее 2%
7	Отсутствие кризиса теплообмена в активной зоне (запас до вскипания по температуре на выходе из активной зоны реактора)	Не менее 10°C
8	Давление и температура в I контуре поддерживаются в пределах установленных для хрупкой прочности	В соответствии с зависимостью допустимого давления от температуры, приведенной в рабочем технологическом регламенте
9	Максимальные давление и температура в контейнере не превышают проектные предельы	$P - 0,4 \text{ МПа}$ $t - 150 \text{ °C}$

ции энергоблока, поддержания критических функций безопасности в заданных границах и конструктивных особенностей конкретной АЭС. Результаты расчета, а соответственно и выбранная стратегия действий оператора могут считаться соответствующим критерием, если в любой момент во время переходного процесса ни один из критериев не превышается.

Также были установлены критерии окончания расчетов при достижении безопасного конечного состояния. Это состояние для аварий без течей из первого контура определяется следующим образом:

- подкритичность активной зоны реактора – не менее 2%;
- давление в 1 контуре – стабильное;
- обеспечен теплоотвод от активной зоны реактора и не ожидается его ухудшения;
- не ожидается нарушения КФБ.

В случае течей из первого контура безопасное конечное состояние характеризуется следующими признаками:

- подкритичность обеспечена созданием минимально допустимой концентрации H_3BO_3 для остановленного реактора;
- давление первого контура поддерживается в пределах, позволяющих обеспечить расхолаживание РУ системой САОЗ НД;
- обеспечен теплоотвод от активной зоны или путем рециркуляции из приемника ГО (для больших и средних течей первого контура), или с помощью ПГ, когда объем теплоносителя первого контура может регулироваться и не ожидается нарушения КФБ.

На первом этапе расчетного анализа выполняется серия «базовых» расчетов для групп исходных событий и функциональных отказов основного оборудования энергоблока, задачей которых является получение исходных данных для определения

стратегий по диагностике (симптомы) и управлению переходными процессами (эффективность действий оператора и автоматики), определения минимальных конфигураций оборудования и запасов времени оператора для выполнения действий, необходимых для предотвращения повреждения активной зоны, уточнения перечня рассматриваемых последовательностей событий, определения физического состояния [1] реакторной установки.

Полученные в результате выполнения «базовых» расчетов данные используются затем в качестве основания для выбора симптомов и стратегии управления аварийными процессами. Далее для уточненного перечня последовательностей событий выполняются расчеты для подтверждения правильности стратегий управления, соответствия результатов критериям безопасности. Для инструкций, разработанных на базе проектных материалов, проводится расчетная валидация с целью подтверждения правильности их стратегии и полноты охвата рассматриваемых событий.

После успешного завершения работ по расчетному анализу и обоснованию СОАИ оформляется отчетная документация. В состав отчетной документации входят:

- пояснительные записки к расчетам;
- расчетные обоснования к группам исходных событий или группам инструкций, а при необходимости и к отдельным инструкциям.

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ И СИСТЕМНЫЕ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ КОДЫ, ИСПОЛЬЗУЕМЫЕ В РАСЧЕТНЫХ АНАЛИЗАХ

Для расчетного анализа и обоснования СОАИ АЭС с ВВЭР применялись следующие системные коды:

- расчетный код улучшенной оценки RELAP5/Mod3.2 (расчеты параметров течи первого и второго контуров);
 - расчетный код улучшенной оценки, ATHLET 2.0A (расчеты параметров течи первого и второго контуров);
 - расчетный код MELCOR (расчеты параметров среды в герметичных помещениях);
 - расчетный код ТРАП (расчеты параметров течи первого и второго контуров);
 - расчетные коды Течь-М и Динамика-5, которые являются основными программами комплекса ТРАП (расчеты изменения параметров РУ в процессе развития аварийной ситуации с течами первого контура);
 - программный код PROBL (расчет теплофизических параметров в ГО при авариях, сопровождающихся истечением теплоносителя из РУ, включая аварии с образованием водорода);
 - программный код LEAK3 (расчет утечки основных радиологически значимых радионуклидов в окружающую среду в зависимости от степени неплотности защитной оболочки и длительности выброса);
 - программный код SPACE/MOD2 (расчет изменения основных параметров РУ и энерговыделения по объему активной зоны в аварийных режимах); программа включает в себя блок пространственной кинетики, что позволяет моделировать все ТВС активной зоны реактора ВВЭР-1000.

Обоснование применимости перечисленных программных кодов для расчета тех или иных физических процессов и экспериментальное оборудование, на котором они были верифицированы, приведены в [2].

Все применяемые для расчетного анализа реакторных установок в различных режимах их работы, включая аварийные, системные и специализированные программные коды в достаточной мере верифицированы и получили разрешение надзорных органов на их использование.

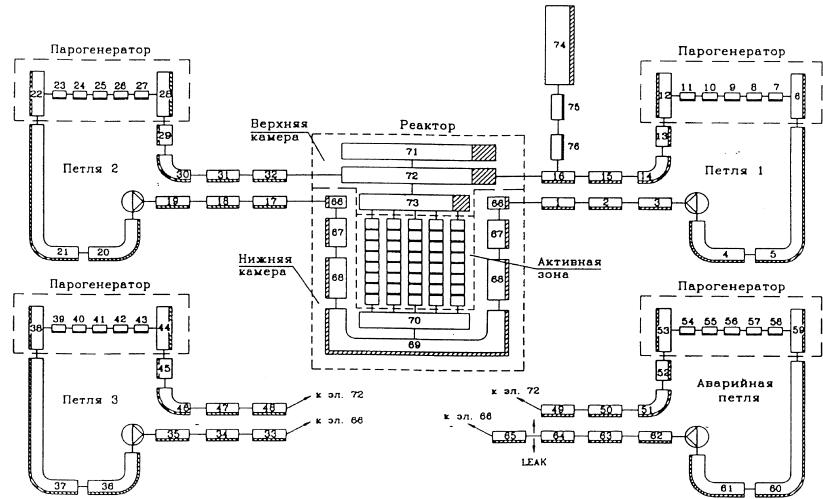


Рис.1. Один из вариантов расчетной схемы реакторной установки

В соответствии с формулировкой задачи исследования конкретной аварийной ситуации, связанной с течами первого контура, его элементы (реактор, парогенератор, компенсатор давления, трубопроводы петель и т.д.) моделируются необходимым для обеспечения точности расчета количеством параллельных и последовательных участков. Для исследования аварийных ситуаций, связанных с течами из первого контура во второй; по такому же принципу моделируются трубопроводы второго контура и его запорная, регулирующая, предохранительная и аварийная арматура.

В составе программных кодов имеются расчетные модули, с помощью которых описываются все необходимые для расчета составляющие (теплофизические свойства веществ, теплопроводность материалов, теплогидравлические процессы в элементах контура, а также работу оборудования – насосов, систем управления, защиты и регулирования параметров, арматуры).

При проведении расчетов аварийных режимов сначала выполняется расчет стационарного состояния РУ при работе на номинальном уровне мощности. Расчет стационарного состояния установки является важным этапом в установлении начального состояния расчетной модели для последующего расчета различных переходных или аварийных режимов моделируемого энергоблока. Количественное совпадение расчетных параметров стационарного состояния с реальными эксплуатационными параметрами моделируемого блока является необходимым условием, подтверждающим правильность разработанного пакета исходных данных и достоверность получаемых результатов.

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ, ИСПЛЬЗУЕМЫЕ ДЛЯ ВЫПОЛНЕНИЯ РАСЧЕТНЫХ АНАЛИЗОВ И ОБОСНОВАНИЙ СОАИ

В качестве исходных данных при выполнении расчетных анализов и обоснований СОАИ использовались первичные данные с энергоблоков, подтвержденные документально, теплофизические параметры РУ выбирались из числа наиболее неблагоприятных реальных значений с учетом погрешностей их определения, точности поддержания и возможных их изменениях в нестационарных условиях.

Значения параметров активной зоны, зависящие от глубины выгорания топлива (концентрация H_3BO_3 , значения коэффициентов неравномерности энерговыделения, коэффициенты реактивности и т.д.), а также присущие конкретной топливной загрузке нейтронно-физические характеристики активной зоны выбирались из интер-

валов их изменения, соответствующих началу и концу топливного цикла. При этом выбирались наиболее неблагоприятные значения параметров из допустимого интервала их изменения, но с учетом реальности их возникновения в рассматриваемом переходном процессе.

РЕЗУЛЬТАТЫ ВЫПОЛНЕННЫХ РАСЧЕТОВ

В процессе расчетных анализов и обоснования СОАИ были исследованы все перечисленные в табл. 1 режимы неисследованные ранее. Результаты некоторых исследований опубликованы:

- 1) аварийные ситуации с малыми течами первого контура [3];
- 2) проверка непрерывности подачи борного раствора в активную зону реактора при разрывах первого контура эквивалентным диаметром Ду 50-Ду 100 [4];
- 3) аварийная ситуация с разрывом первого контура и наложением неисправности впрыска бора высокого давления в активную зону реактора ВВЭР-1000 [5].

Расчетный анализ аварийных ситуаций, рассмотренных в [3–5] и неопубликованных в печати, охватывает весь комплект СОАИ для конкретной АЭС и весь перечень исходных событий, приведенный в табл. 1.

В результате проведенных исследований:

- сделаны выводы либо о достаточности работы систем безопасности для обеспечения безопасности РУ в различных аварийных ситуациях, либо о необходимости действий оператора в их поддержку;
- разработаны рекомендации для оперативного персонала по управлению аварийной ситуацией с целью перевода реакторной установки в конечное безопасное состояние;
- обоснована возможность обеспечения целостности барьеров безопасности и уменьшения последствий их нарушения при любом сценарии протекания переходного процесса, рассматриваемых в СОАИ;
- подтверждено, что с помощью предложенных в результате расчетных анализов алгоритмов работы, технических действий оперативного персонала при любом сценарии протекания переходного процесса, охватываемых СОАИ, энергоблок гарантировано переводится в стационарное безопасное состояние;
- все разработанные рекомендации по действиям оперативного персонала по управлению аварийными ситуациями включены в соответствующие инструкции.

Состояние дел по выполнению расчетного обоснования комплектов СОАИ энергоблоков АЭС с ВВЭР на сегодняшний день:

- выполнено расчетно-аналитическое обоснование комплектов СОАИ для энергоблоков №1 и №2 Калининской АЭС (на блоке №1 комплект СОАИ введен в действие в 2002 г., на блоке №2 – в 2006 г.);
- выполнено расчетно-аналитическое обоснование комплекта СОАИ для типового энергоблока АЭС с ВВЭР-1000/320 на примере энергоблока №4 Балаковской АЭС;
- выполненное расчетно-аналитическое обоснование комплекта СОАИ для типового энергоблока АЭС с ВВЭР-1000/320 распространено для энергоблоков №1–4 Балаковской АЭС (комплекты СОАИ на блоках №1–4 Балаковской АЭС введены в действие в 2005 г.);
- выполнено расчетно-аналитическое обоснование комплекта СОАИ для энергоблока №3 Нововоронежской АЭС (на блоке №3 комплект СОАИ введен в действие в 1997 г.);
- выполняется корректировка комплекта СОАИ энергоблока №3 Нововоронежской АЭС с учетом выполненных модернизаций;
- выполняются расчетно-аналитические обоснования СОАИ для энергоблоков №4 и №5 Нововоронежской АЭС;

- выполнена часть расчетно-аналитических обоснований СОАИ для энергоблоков №1–4 Кольской АЭС;
- начато выполнение расчетно-аналитического обоснования КФБ для энергоблока №1 Волгодонской АЭС (разработано РУЗА в симптомно-ориентированной форме).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В процессе расчетно-технического обоснования СОАИ проведена проверка и подтверждение расчетным способом хода протекания аварийного процесса, охватывающего конкретной СОАИ или группой связных процедур, и определены оптимальные стратегии действий оперативного персонала по обеспечению безопасности энергоблока при возникновении аварийных ситуаций. Также определена последовательность необходимых пошаговых действий оператора для уменьшения последствий аварийных процессов и восстановления функций безопасности. Подтверждена возможность выполнения рекомендуемых технологических операций, указания, какие конкретно технологические системы и оборудование должны для этого использоваться, какие параметры РУ и по каким измерительным приборам должен контролировать оператор при выполнении действий по инструкции.

Таким образом, во всех исследованных аварийных ситуациях и режимах, охватываемых комплектом СОАИ подтверждается, что обеспечивается (системами безопасности самостоятельно или системами безопасности и их поддержкой оперативным персоналом) перевод реакторной установки в конечное безопасное состояние и выполняется обеспечение трех основных функций безопасности – управление мощностью реактора и обеспечение его подkritичности, отвод тепла от активной зоны и обеспечение целостности твэлов, а также локализация радиоактивных веществ в заданных границах.

Разработка СОАИ, выполнение их расчетно-аналитических обоснований и внедрение на АЭС является приоритетной задачей в области обеспечения и подтверждения безопасной эксплуатации АЭС в нормальных и аварийных режимах, и поэтому работы по данному направлению являются актуальными и им уделяется большое внимание.

Наглядным подтверждением тому является то, что, в концерне «Росэнергоатом» для АЭС с ВВЭР-1000 разработаны и внедрены симптомно-ориентированные комплексы противоаварийных инструкций на 1 и 2 энергоблоках Калининской АЭС и на 1–4 энергоблоках Балаковской АЭС, которые обеспечивают систематизированный подход для:

- определения симптомов аварийного процесса и оптимального восстановления конечного, безопасного состояния РУ, в котором выход радиоактивности и повреждения оборудования сведены до минимума;
- точной идентификации состояния критических функций безопасности независимо от последовательности событий;
- восстановления нормального состояния критических функций безопасности независимо от последовательности событий.

Внедрение на энергоблоках АЭС симптомно-ориентированных противоаварийных инструкций позволяет повысить уровень ядерной и радиационной безопасности и обеспечить соответствие энергоблоков современным мировым требованиям по безопасности.

Литература

1. Шкаровский А.Н., Аксенов В.И., Сердунь Н.П. Анализ физических состояний реактора ВВЭР-1000 и управление аварийными ситуациями//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – №3. – С.60-68.
2. Нигматулин Б.И., Тихоненко Л.К. Обзор и оценка уровня новых разработок по повышению безопасности АЭС в России//Препринт ЭНИЦ №2/01-96. –Электрогорск, 1996. – 230 с.
3. Шкаровский А.Н., Аксенов В.И., Сердунь Н.П. Исследование аварийных ситуаций с малыми течами первого контура реактора ВВЭР-1000//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2004. – №3. – С. 64-69.
4. Шкаровский А.Н., Аксенов В.И., Сердунь Н.П. Проверка непрерывности подачи борного раствора в активную зону реактора при разрывах первого контура эквивалентным диаметром Ду 50-Ду 100//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – №.2. – С. 26-31.
5. Шкаровский А.Н., Аксенов В.И., Сердунь Н.П. Расчетное исследование аварийной ситуации с разрывом первого контура и наложением неисправности впрыска бора высокого давления в активную зону реактора ВВЭР-1000//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – №.2. – С.32-39.

Поступила в редакцию 10.06.2006

ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ РЕГИОНАЛЬНОГО ХРАНИЛИЩА РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА ОКРУЖАЮЩУЮ ПРИРОДНУЮ СРЕДУ И НАСЕЛЕНИЕ*

А.Н. Васильева

ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



В статье представлены результаты исследований технического и экологического состояния хранилища радиоактивных отходов (РАО), расположенного на севере Калужской области, в г. Обнинске, и находившегося в эксплуатации с 1954 по 1961 гг. Изучены причины и пути поступления радионуклидов на сопредельные с площадкой размещения хранилища территории. Показано, что миграции радионуклидов способствуют произошедшие нарушения герметичности емкостей хранилища, а также геоморфологические особенности территории. Представлены результаты радиационного, химического и биологического мониторинга. По данным радиационного мониторинга загрязнение ^{137}Cs не получило распространения за пределы территории хранилища. Установлено, что основным источником радиоактивного загрязнения является ^{90}Sr . Отмечено низкое содержание подвижных форм ^{90}Sr в загрязненных почвах притеррасного понижения. Данное обстоятельство обусловлено как свойствами природной среды (карбонатные почвы), так и сооружением геохимического барьера на основе цеолитов, ограничивающего миграцию ^{90}Sr . Пути поступления ^{90}Sr в организмы людей в данном случае отсутствуют, возможно лишь радиационное воздействие в малых дозах на некоторые биологические объекты в районе размещения хранилища РАО. Зарегистрировано повышенное содержание белков-металлотионеинов (МТ) – показателя общего техногенного загрязнения окружающей среды в мягких тканях сухопутных моллюсков, почках и печени мышей, отловленных в зоне аккумуляции радиоактивных и токсических веществ. Среди изменений показателей периферической крови мышей, обитающих на обследуемой территории, для опытной группы отмечается лишь снижение содержания лейкоцитов на 14,5% по сравнению с контролем. Результаты биотестирования, по всей видимости, обусловлены не только радиационным фактором, но и зарегистрированным загрязнением природной среды тяжелыми металлами.

ВВЕДЕНИЕ

Одним из первых хранилищ РАО, находящимся в эксплуатации с 1954 по 1961 гг., являлось хранилище в г. Обнинске Калужской области, которое служило пунктом захоронения радиоактивных отходов предприятий Москвы, Ленинграда

© А.Н. Васильева, 2007

* Работа проводилась при финансовой поддержке Министерства образования, культуры и спорта Калужской области

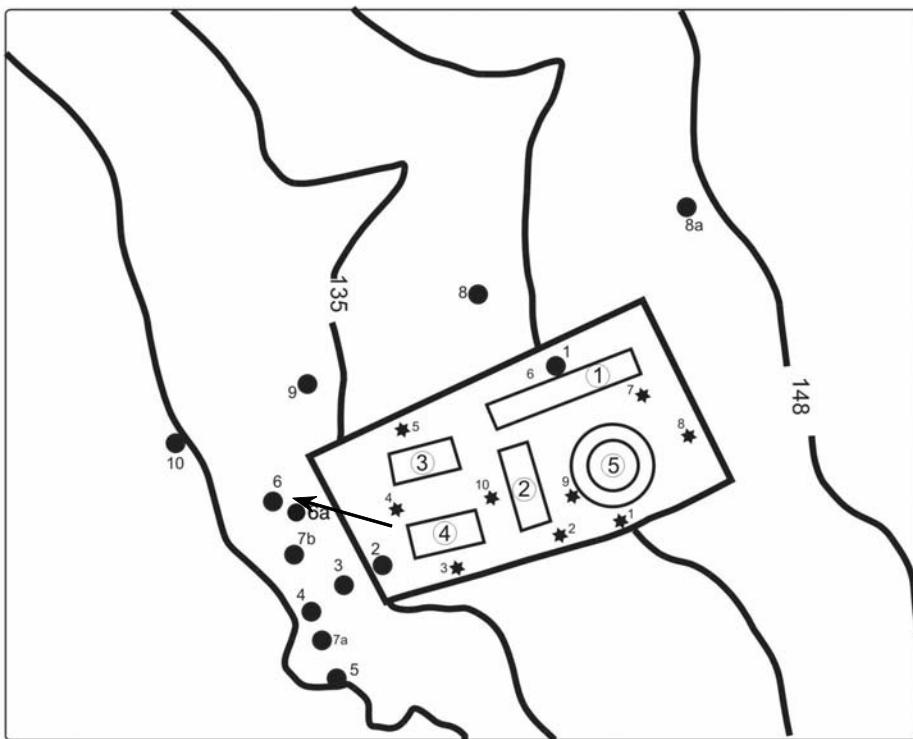


Рис. 1. Схема территории: ① – ⑤ – номера емкостей; — – горизонтали (линии равной высоты над уровнем моря); — – емкость для хранения ТРО; ● – точки отбора проб; ★ – контрольные скважины; ○ – емкость для хранения жидких РАО; → – направление основного стока со стороны аварийной емкости

и Обнинска. На его территории размещены емкости для хранения твердых и жидких радиоактивных отходов (ТРО и ЖРО соответственно) (рис. 1). Емкость № 1 – земляная траншея, емкости №№ 2–4 – монолиты из железобетона, перекрытые сверху защитными железобетонными плитами, и емкость № 5 – железобетонная с облицовкой из нержавеющей стали по внутренней стороне, закрытая специальной защитной пробкой. Все емкости сверху обвалованы грунтом на высоту 1 м.

В период с 1961 по 1999 гг. отделом радиационной безопасности и охраны окружающей среды ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт проводился контроль уровней и активности воды в наблюдательных скважинах, расположенных на территории объекта. Увеличение удельной активности ^{90}Sr (от десятых долей до 109 Бк/л), происходившее в период с 1998 по 1999 гг., дало повод предположить утечку радионуклидов из емкостей хранилища за счет потери их герметичности. Результаты частичного вскрытия емкостей хранения РАО подтвердили данное предположение. В частности, было установлено, что выход радионуклидов во внешнюю среду происходил из емкости № 4 за счет ее переполнения поверхностными и грунтовыми водами через разрушения в гидроизоляции и отверстие в боковой стене, у дна. В сентябре 1999 г. проведен комплекс защитных мероприятий по предотвращению поступления радиоактивных веществ в окружающую среду. Из аварийной емкости была откачана вода до уровня дна, устранена течь и восстановлена гидроизоляция. Кроме этого был создан дополнительный противомиграционный барьер из глинистого сорбента (трепела) вдоль торцевой стены емкости № 4 размером 10,0×1,0×1,0 м.

В районе хранилища геосистемы склона террасы были нарушены в ходе стро-

ительства около 50 лет назад. В конце 90-х годов после проведения защитных мероприятий на территории хранилища была полностью вырублена древесная растительность. В настоящее время данное урочище находится на стадии ренатурализации. В пределах хранилища почвенный покров представляет собой слаборазвитые дерновые почвы на песчаных отложениях. Местами (в нижней части площадки), под 40-сантиметровым слоем песка обнаруживается погребенная дерново-слабоподзолистая намытая почва на делювиальных суглинках. В 50 м от хранилища находится заболоченное притеррасное понижение, питаемое преимущественно верховодкой, по которому протекает ручей, подпруженный автодорогой. По другую сторону автодороги расположено садовое общество. В поток, питающий верховодку под емкостью № 4, попадает часть общего стока, определяемая параметрами площадки и расположением емкостей. Временные водотоки берут начало из-под территории хранилища, существуют они непродолжительное время после обильных дождей и в период снеготаяния.

Результаты мониторинга за последние 3 года показывают наличие локальных очагов загрязнения вод, почв и растительности ^{90}Sr на территории рассматриваемого объекта и в радиусе 50 м от него [1]. Кроме того, в водах верховодки, вытекающей из-под хранилища, отмечается высокая концентрация такого токсичного металла как марганец. Таким образом, обследуемый объект может оказывать комбинированное радиационное и химическое воздействие на биоценозы прилегающей территории. С целью оценки опасности, которую может представлять хранилище, а также выбора дальнейшего обращения с указанным сооружением (полная или частичная ликвидация, сохранение на прежнем месте расположения) выполнен ряд исследований (рис. 2), результаты которых отражены в настоящей статье. Используемые методы представлены ниже в сокращенном виде со ссылками на работы методического характера. Задачами работы являлись:

- изучение закономерностей миграции и аккумуляции техногенных радионуклидов в компонентах природной среды;
- оценка состояния компонентов биоценоза на прилегающей к хранилищу территории с использованием различных методов биотестирования;
- исследование подвижности техногенных радионуклидов на загрязненном участке;
- оценка возможности радиационного воздействия на население города.

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ

Отбор проб проводили на территории и в ближней зоне хранилища с учетом ландшафтно-геохимических особенностей местности. Пробы воды отбирали из наблюдательных скважин глубиной до 12 м, водоемов, расположенных в ближней зоне объекта: ручья, болота и в месте выхода верховодки на поверхность. Пробы почвы и грунта отбирали послойно через каждые 5 или 10 см с учетом расположения генетических горизонтов. Травянистую растительность скашивали с площади 1 м² и при необходимости разбирали на злаковые, бобовые, разнотравье. На исследуемых территориях были отловлены лесные мыши, представляющие основной вид обитающих здесь грызунов, а также наземные моллюски.

Для определения содержания ^{90}Sr в отобранных пробах был использован метод радиохимического выделения с последующим измерением активности радионуклида на сцинтилляционном спектрометре бета-излучения по его дочернему продукту ^{90}Y [2]. Измерения активности проб выполняли на сцинтилляционном спектрометре бета-излучения «БЕТА-01С», а определение содержания гамма-излучающих радионуклидов в образцах внешней среды – методом гамма-спектромет-

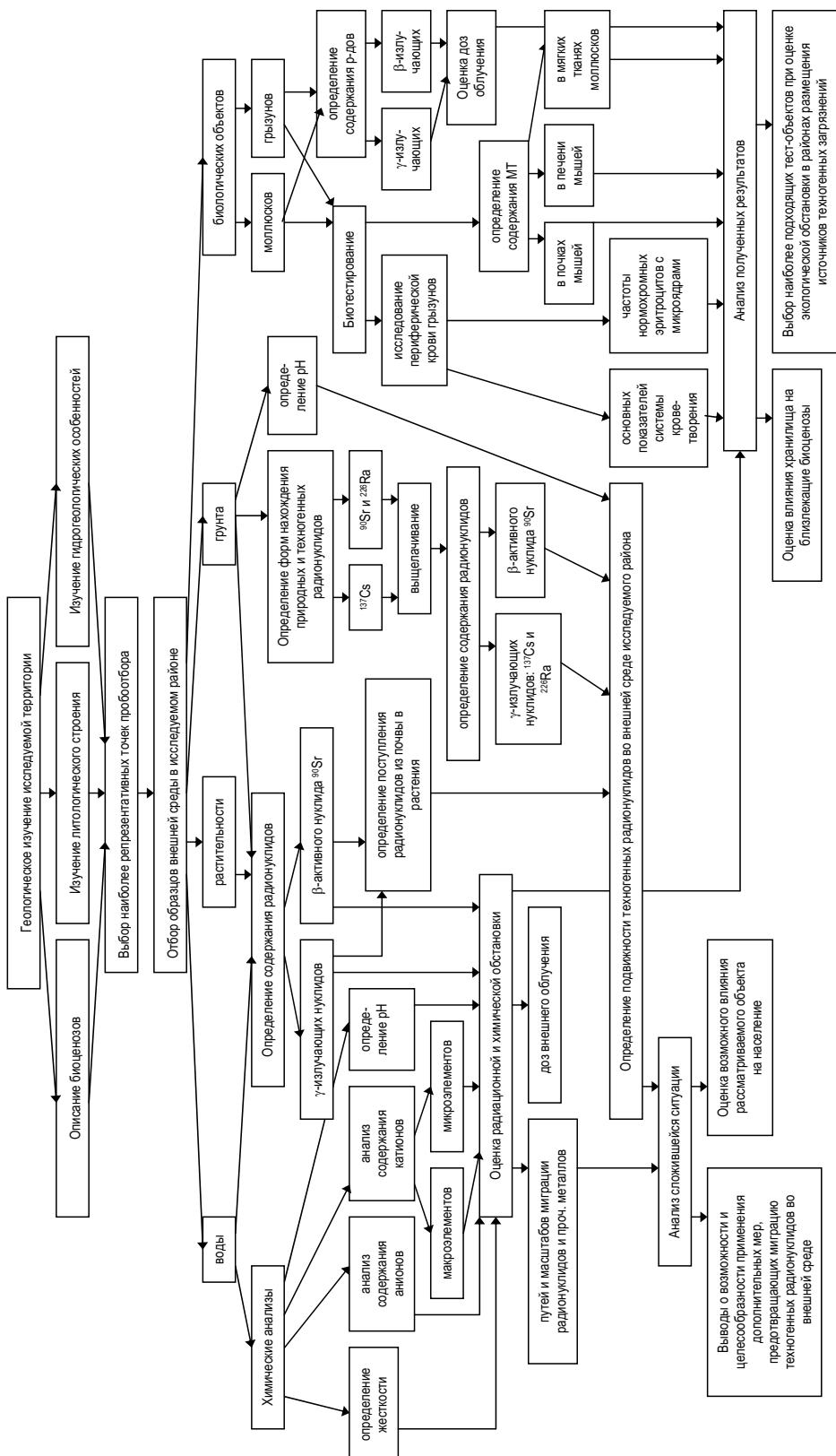


Рис. 2. Схема исследований, проведенных в районе размещения старого хранилища РАО, расположенного в окрестностях г. Обнинска

рии с применением полупроводникового гамма-спектрометра (НПЦ «Аспект», г. - Дубна, Россия) с Ge(Li) детектором.

Для определения форм нахождения радионуклидов в почвах из образцов грунта были сделаны вытяжки различными экстрагентами [3, 4].

Расчет годовых доз внешнего облучения выполняли следующим образом. Для моллюсков, отобранных на контрольных участках и в точках №№ 7б, 7в и 9, дозы гамма-облучения, полученные в течение весенне-летнего вегетационного периода (0,5 года), рассчитывали путем умножения удельной активности почвы по ^{40}K , ^{226}Ra , ^{232}Th и ^{137}Cs (Бк/кг) на соответствующие коэффициенты пересчета в поглощенную дозу гамма-излучения на высоте 1 м от поверхности земли, взятые из работы [5]. Дозы гамма-облучения, полученные в течение осенне-зимнего периода (0,5 года), оценивали по формуле:

$$D = \frac{2\pi\Gamma_\delta A_v t}{\mu_0}, \quad (1)$$

где Γ_δ – гамма-постоянная, $(\text{аГр}\cdot\text{м}^2)/(\text{Бк}\cdot\text{с})$, A_v – удельная объемная активность радионуклида, $\text{Бк}/\text{м}^3$, $t = 31536000$ с/год, μ_0 – коэффициент ослабления (для почвы, м^{-1}) для поверхности полубесконечного объемного источника. Для моллюсков, отобранных в точке № 2, дозы в течение всего года рассчитывали по формуле (1).

Оценки годовых доз гамма-облучения мышей проводили по формуле для геометрии 4π – бесконечно-толстого источника в течение 3/4 года (примерное время нахождения в норке) и формулу (1) для периода, равного 1/4 года.

Для моллюсков за осенне-зимний период (0,5 года) дозы внешнего бета-облучения были оценены с использованием удельных массовых активностей ^{90}Sr и ^{90}Y в раковинах для геометрии диска конечной толщины (~ 25 мкм) площадью $\sim 7,065$ см 2 (площадь сферы радиуса 0,75 см) в центре его поверхности по формуле [6]:

$$D_\beta(0, h) = 0,5\bar{E}_\beta C_{p/h} \left\{ c^2 \alpha \left[\frac{vh}{c} \left(2 + \ln \frac{c}{vh} \right) + e^{1-\frac{vh}{c}} - 3 \right] + 1 - \alpha e^{1-vh} \right\} t, \quad (2)$$

где \bar{E}_β – средняя энергия β -частиц, МэВ, $C_{p/h}$ – удельная активность радионуклида, мкКи/г, c , α , v – параметры, зависящие от энергии β -частиц и геометрии, h – толщина панциря моллюска (~ 25 мкм). За весенне-летний период дозы внешнего бета-облучения складывали из 1/2 дозы в центре поверхности диска конечной толщины для раковины и дозы в центре поверхности диска конечной толщины для листа растения.

Для мышей дозы внешнего бета-облучения за 3/4 года (время нахождения в норке) рассчитывали для геометрии толстого источника по формуле Маринелли:

$$D_\beta = 2,13\bar{E}_\beta C_{p/h} t [\text{сГр}], \quad (3)$$

а за оставшуюся 1/4 года – по формуле для геометрии полубесконечного толстого источника.

Измерения концентрации микроэлементов в образцах воды выполняли методом атомно-эмиссионной спектрометрии с помощью спектрометра Varian Liberty Series II ICP-AES с аксиальной плазмой. Для определения содержания МТ применяли метод радиоактивных индикаторов, основанный на замещении ионов металлов, хелатированных МТ, на радиоактивный $^{109}\text{Cd}^{2+}$ [7].

В гематологических исследованиях использовали автоматический анализатор клеток крови «Minos STX» (фирма «Ideal Products», Франция), позволяющий в одной пробе крови регистрировать ряд показателей. Подсчет количества ретикуло-

цитов производили в счетной камере с иммерсией. Для анализа нарушений криветворной функции использовали микроядерный тест [8].

ОПИСАНИЕ ПРОВЕДЕННЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ И АНАЛИЗ ПОЛУЧЕННЫХ ДАННЫХ

На первом этапе работ методами полевых маршрутных наблюдений, заложения и описания ключевых точек ландшафтно-геохимических профилей, а также изучения данных бурения определены возможные пути миграции радионуклидов за пределы хранилища РАО и места их аккумуляции на геохимических барьерах. Геоморфологическое изучение территории выявило ряд факторов, благоприятствующих миграции радионуклидов и распространению их за пределами хранилища [9]. Результаты данного исследования позволяют предположить, что миграция радионуклидов осуществляется вниз по склону преимущественно внутрипочвенным стоком со стороны объемного источника, сформировавшегося на территории хранилища за время утечки радионуклидов из аварийной емкости, в пределах ранее существовавшей здесь ложбины в его нижней части, аккумуляция – в пределах притеррасного понижения. Возможно также накопление радионуклидов и в верхних горизонтах почв, обогащенных гумусом и тонкими глинистыми частицами. Для определения степени воздействия хранилища РАО на прилегающие геосистемы были заложены два профиля в нижней части ландшафтной катены. В пределах каждого профиля выбирались наиболее репрезентативные точки, в которых проводилось описание компонентов геосистем и отбор образцов почв, растительности и вод.

В ходе исследований [10] из техногенных радионуклидов, вышедших за пределы емкостей хранилища вследствие потери ими герметичности, были обнаружены только ^{90}Sr и ^{137}Cs . По данным измерений, наибольшие концентрации ^{90}Sr наблюдаются в месте выхода верховодки, в наблюдательной скважине рядом с аварийной емкостью и ручье, протекающим вблизи хранилища. Концентрации ^{90}Sr в болоте и в месте выхода верховодки ~ в 2–5 раз превышают уровень вмешательства для питьевой воды (5 Бк/л) [11]. Содержание данного радионуклида в других исследуемых водах много меньше уровня вмешательства. Загрязнения воды ^{137}Cs не наблюдается возможно по причине его невысокой подвижности во внешней среде.

Получены результаты инструментального химического анализа подземных вод из скважин на территории хранилища, выходов верховодки и воды болотца в притеррасном понижении за пределами хранилища. Значения pH соответствуют классификации по группам природных вод от нейтральных до слабощелочных. В исследуемых образцах воды имеет место очень высокое содержание таких токсичных металлов как цинк (скважины 4 и 5) и марганец (скважины 4 и 5, а также выход верховодки). В воде ряда контрольных скважин отмечена повышенная концентрация никеля. Такая картина может быть обусловлена выносом за пределы емкостей продуктов коррозии металлоконструкций и прочих содержащихся в них отходов.

С целью определения степени закрепления ^{90}Sr в почве и его биологической доступности было проведено исследование форм нахождения радионуклида в почвах района расположения хранилища РАО. Полученные результаты показывают, что доля обменных форм стронция весьма невелика и составляет от 14 до 23%. Содержание обменных форм ^{90}Sr для почв такого типа по литературным данным составляет порядка 48% [12, 13]. Из необменных форм около 35–40% находится в составе органической фракции почвы, в прочносвязанной и фиксированной формах – от 26 до 29%, на кислоторастворимую форму приходится 21–22%.

Таблица 1

Величины удельной активности ^{90}Sr в сухой массе растений и их соотношения с удельными активностями данного радионуклида в почвах, отобранных на исследуемых участках

№ участка пробоотбора	Вид растительности	$A_{\text{уд. раст.}}, \text{Бк/кг}$	$A_{\text{уд. раст.}} / A_{\text{уд. почвы}}$
2	Мать-и-мачеха	53,3	1,1 – 1,9
3	Крапива (участок 1)	290 – 305	2,1 – 2,2
6	Крапива (участок 2)	250 – 394	0,4 – 0,8
7б	Крапива (участок 3)	743	6,4 – 6,8
7в	Крапива (участок 4)	597	0,7 – 1,5
9	Малина	11,6	1,2 – 1,6

Величины удельной активности ^{90}Sr в сухой массе различных растений и их соотношения с удельными активностями данного радионуклида в почвах, отобранных на исследуемых участках, представлены в табл.1.

Вариации отношения содержания ^{90}Sr в растительности к его содержанию в почве связаны с крайне неравномерным распределением загрязнения рассматриваемым радионуклидом по площади, что не дает возможности определения коэффициента накопления (КН) в классическом понимании этого параметра.

Из-за обширных размеров распространения загрязнения, состава и значений pH подстилающих грунтов, применение каких-либо дополнительных мер по предотвращению дальнейшей миграции радионуклидов на данной территории реально не представляется возможным. Результаты исследования показывают, что основная часть загрязнения акумулируется в районе притеррасного понижения, а доля подвижного ^{90}Sr невелика. Таким образом, грунты данной территории способствуют предотвращению дальнейшей миграции ^{90}Sr , что подтверждается результатами измерений образцов ила, отобранных с другой стороны дороги, огибающей район расположения болотца, и сельскохозяйственной растительности на одном из приусадебных участков расположенного неподалеку садового общества. Возможное распространение стронция с грунтовыми водами также не представляет опасности для здоровья населения, о чем свидетельствуют результаты измерений проб воды из колодцев вышеупомянутого садового общества (удельная активность по $^{90}\text{Sr} < 1,5 \text{ Бк/л}$). Район притеррасного понижения является естественным геохимическим барьером на пути распространения ^{90}Sr и способствует снижению его подвижности во внешней среде.

На изучаемой территории были отобраны моллюски двух видов: улитка кустарниковая (*Bradybaena fruticum*) и янтарка (*Succinea putris*) [10]. Для опытных животных выполнена оценка годовых доз облучения. Данные по удельному содержанию белков-МТ – одному из наиболее чувствительных индикаторов загрязнения природной среды в зависимости от дозы облучения представлены в виде гистограммы (рис. 3). Исследуемый показатель у опытных животных растет с увеличением дозы облучения и достигает наибольшего значения на участке с максимальным содержанием ^{90}Sr в почве ($>9500 \text{ Бк/кг}$) при величине поглощенной дозы $\sim 47,52 \text{ мГр/год}$. Необходимо отметить, что в образцах воды, отобранных на этом же месте, также наблюдается максимальное содержание марганца, являющегося токсичным металлом. Вероятно, увеличение удельного содержания белка-МТ явилось следствием комплексного загрязнения территории захоронения РАО. Аналогичные закономерности получены при анализе состояния организма грызунов. Исследования проведены на лесных мышах разного пола, разной массы тела, раз-

ного возраста, обитающих в районе размещения хранилища РАО. Контролем служила группа из мышей, отловленных в экологически чистой зоне. Удельное содержание белка-МТ в почках грызунов увеличивается с $10,56 \pm 2,54$ мкг/г ткани в верхней части хранилища (точка 1 на рис. 1) до $18,59 \pm 3,58$ мкг/г ткани на заболоченном притеррасном понижении (точка 7 на рис. 1). Удельное содержание белка-МТ в печени увеличивается с $8,4 \pm 2,25$ до $19,63 \pm 3,34$ мкг/г ткани. Это может быть связано с высокими концентрациями ^{90}Sr и токсичных металлов в объектах природной среды. Необходимо отметить, что в отличие от моллюсков, для мышей не наблюдается четкой зависимости рассматриваемых показателей от уровня загрязнения участков, на которых был произведен отлов. Это может быть вызвано более обширной территорией обитания грызунов (для изучаемого вида – лесной мыши она достигает 1 га). В свою очередь, наземные моллюски обитают в пределах нескольких растений на исследуемом участке. В связи с описанной ситуацией использование грызунов в качестве тест-объектов представляется целесообразным для оценки общего техногенного воздействия, распространяющегося на участки, по размерам сравнимые с территорией их обитания.

В ходе исследования не было выявлено базовых диагностических признаков анемии в опытной группе мышей. К ряду изменений в периферической крови опытных животных следует отнести снижение содержания лейкоцитов на 14,5% по сравнению с контролем. По результатам исследования различий в частоте нормохромных эритроцитов с микроядрами в контроле и в опыте не обнаружено, что может быть обусловлено проявлением адаптационных процессов у мышей, кото-

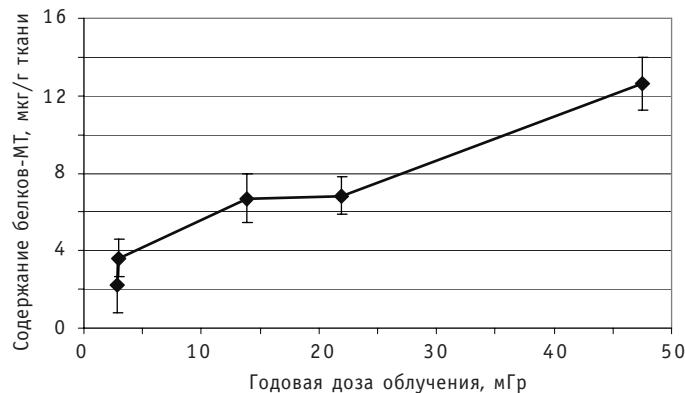


Рис. 3. Зависимость содержания белков-МТ в организмах сухопутных моллюсков от поглощенной дозы облучения

рые в течение 7 лет развивались и размножались в условиях повышенного радиационного стресса.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В ходе мониторинга обнаружено наличие локальных очагов загрязнения объектов окружающей среды ^{90}Sr и Mn на территории рассматриваемого объекта и в его окрестностях. Показана нецелесообразность применения дополнительных мер по предотвращению дальнейшей миграции радионуклидов на данной территории. Район притеррасного понижения является естественным геохимическим барьером на пути распространения ^{90}Sr .

Результаты биотестирования демонстрируют перспективные возможности описанных методов для диагностики состояния природной среды. При этом наиболее эффективными индикаторами локального загрязнения являются сухопутные

моллюски. В настоящее время заметных аномалий в состоянии биоты не выявлено.

Литература

1. *Васильева А.Н., Козьмин Г.В., Латынова Н.Е., Старков О.В., Вайзер В.И.* Общие закономерности загрязнения геосистем в районе размещения регионального хранилища радиоактивных отходов // Известия вузов. Ядерная энергетика – 2007. №2. – С.64-74.
2. *Марей А.Н., Зыкова А.С.* Методические рекомендации по санитарному контролю за содержанием радиоактивных веществ в объектах внешней среды. – М.: Атомиздат, 1980. – С.123.
3. *Schultz M.K., Burnett W.C., Inn K.G.W.* Evaluation of a sequential Extraction Method for determining actinide fractionation in soils and sediments. – J. Environ. Radioactivity. – PP.155-174. – V. 40. – No. 2. – 1999.
4. *Stalikas C.D., Pilidis G.A., Tzouwara-Karayanni S.M.* Use of a sequential extraction scheme with data normalization to assess the metal distribution in agricultural soils irrigated by lake water. – The Science of the Total Environment 236 (1999). – P.7-18.
5. *Мусеев А.А., Иванов В.И.* Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене. Изд. 3 перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – С.296.
6. Радиационная дозиметрия / Под ред. Дж. Хайна и Г. Браунелла (пер. с англ.). – М.: Изд-во иностр. литературы, 1958. – С.758.
7. *Bebianno M.J., Langston W.J.* Metallothionein induction in mussels exposed to a metal mixture // Metallothionein 1990. V.4. Ed: C.Klaassen. Basel: Birk-hauser Verlag. – P.187-194.
8. *Ильинских Н.И., Ильинских И.И., Некрасов В.Н.* Использование микроядерного теста в скрининге и мониторинге мутагенов // Цитология и генетика. – 1988. – Т.22. – №1. – С.67-72.
9. *Латынова Н.Е., Вайзер В.И., Козьмин Г.В. и др.* Изучение геосистем в районе хранилища твердых радиоактивных отходов с целью обоснования радиоэкологического мониторинга / Сб. докл. III Международной научно-практической конференции «Экология речных бассейнов». – Владимир, 2005. – С. 243.
10. *Васильева А.Н., Сынзыныс Б.И., Ульянова Л.П., Ковалев О.А., Сморызанова О.А., Старков О.В., Латынова Н.Е., Круглов С.В., Момот О.А., Козьмин Г.В.* Оценка загрязнения биоценоза в районе размещения регионального хранилища радиоактивных отходов с использованием грызунов в качестве тест-объекта // Радиационная биология. Радиоэкология. – 2007 (в печати).
11. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). СП 2.6.1.758-99. – М.: Минздрав России, 1999. – С.115.
12. *Алексахин Р.М., Васильев А.В., Дикарев и В.Г. др.* Сельскохозяйственная радиоэкология / Под ред. Р.М. Алексахина, Н.А. Корнеева. – М.: Экология, 1992. – С.400.
13. *Пристер Б.С., Лощилов Н.А., Немец О.Ф., Поярков В.А.* Основы сельскохозяйственной радиологии. Изд. 2, перераб. и доп. – Киев: Урожай, 1991.

Поступила в редакцию 1.03.2007

ОЦЕНКА ЗАЩИТНЫХ БАРЬЕРОВ НА ПУТИ МИГРАЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ В РАЙОНЕ РАЗМЕЩЕНИЯ ХРАНИЛИЩА РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ*

А.Н. Васильева*, Г.В. Козьмин, В.И. Вайзер*, О.В. Старков*,
Н.Е. Латынова****

*ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск

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



В работе представлен анализ имеющихся в настоящее время источников загрязнения окружающей среды в районе размещения старого хранилища радиоактивных отходов (РАО). Данна оценка естественного и возможности создания техногенных защитных барьеров на пути дальнейшей миграции радионуклидов с учетом особенностей рассматриваемого объекта. Установлено, что основным источником ^{90}Sr , поступающего в грунтовые воды, в настоящее время является загрязненный слой почвы, простирающийся на глубину более 12 м. Существующий на аварийной емкости защитный барьер из трепела может отчасти препятствовать проникновению загрязнения в грунтовые воды при развитии ситуации по определенному сценарию. Полученные результаты показывают, что применение дополнительных мер, препятствующих распространению техногенных радионуклидов во внешней среде, на данной территории нецелесообразно. В районе притеррасного понижения, расположенного в нижней части обследуемого объекта, сформировался естественный геохимический барьер на пути распространения ^{90}Sr .

ВВЕДЕНИЕ

Объектом настоящих исследований явилась территория в районе размещения регионального хранилища РАО-единственного пункта захоронения в Центральном регионе в 50-х годах.

Заполнение емкостей проводили с 1954 г. Региональное хранилище в 1961 г. было законсервировано. Объект расположен в черте города в районе городских очистных сооружений за пределами охраняемой зоны промплощадки ГНЦ РФ-ФЭИ. В настоящее время сооружение обнесено железобетонным ограждением, оснащенным в верхней части дополнительным инженерно-физическим барьером.

На территории объекта расположены емкости траншейного типа (№№ 1–4) для хранения твердых радиоактивных отходов (ТРО), а также железобетонная емкость

© А.Н. Васильева, Г.В. Козьмин, В.И. Вайзер, О.В. Старков, Н.Е. Латынова, 2007

*Работа проводилась при финансовой поддержке Министерства образования, культуры и спорта Калужской области

(№ 5) для сбора и хранения жидких радиоактивных отходов (ЖРО). Для осуществления контроля за миграцией радионуклидов имеется 10 наблюдательных скважин [1].

В период с 1961 по 1999 гг. проводили контроль уровней и активности воды в наблюдательных скважинах.

Впервые значительное увеличение активности (от десятых долей Бк/л до ~43 Бк/л) было отмечено в октябре 1998 г. в воде скважины № 4 и в верховодке, вытекающей из-под хранилища в виде ручья (табл. 1) [2]. Проведенные измерения показали, что она обусловлена ^{90}Sr .

Таблица 1

Результаты измерения ^{90}Sr в пробах воды, отобранных в районе размещения хранилища (Бк/л)

Дата пробоотбора	Скважина № 4	Ручей	Болото
08.10.1998 г.	42,8	-	-
08.12.1998 г.	108	-	-
29.12.1998 г.	-	2,0	1,3
11.05.1999 г.	-	13,7	2,4
25.05.1999 г.	109	-	-

Уровень вмешательства (УВ) для открытых водоемов для ^{90}Sr составляет 5 Бк/л [3]

В июне 1999 г. было проведено частичное вскрытие емкостей хранения РАО с целью выяснения причин обнаруженного увеличения концентрации стронция.

В результате при вскрытии емкости № 4 было установлено следующее:

- отсеки 1–3 заполнены водой до уровня защитных плит (около 4 м);
- остальные отсеки заполнены водой примерно на 1–2 м;
- емкость заполнена различными ТРО – средствами индивидуальной защиты (перчатки, пневмомаски, пластиковая одежда), металлоконструкциями, строительным мусором, упаковками в полиэтиленовой пленке и пр.;
- у дна емкости в торцевой стене имеется отверстие, образовавшееся в результате разрушения железобетонного монолита.

В пробах воды из нескольких ячеек емкости были обнаружены ^{90}Sr с удельной активностью $5,44 \cdot 10^6$ Бк/м³ и ^{137}Cs с удельной активностью $4,5 \cdot 10^5$ Бк/м³.

Таким образом, поступление радионуклидов за пределы емкости происходило как из-под верхних защитных плит за счет переполнения емкости атмосферными осадками через неплотности в гидроизоляции верхнего периметра, так и через обнаруженную у дна течь.

Удельная активность почвы по ^{90}Sr из-под защитных плит загрузочных люков и у стены траншеи составляла $6 \cdot 10^2$ – $1,2 \cdot 10^5$ Бк/кг (рис. 1).

В 1999 г. проведен комплекс защитных инженерных мероприятий по снижению экологической нагрузки на окружающую среду.

В частности, для изоляции емкости № 4 проведены следующие работы:

- вода откачана до уровня дна емкости;
- выполнены цементная стяжка, гидроизоляция и бетонное покрытие верхнего перекрытия емкости и боковой стенки в соответствии с проектом;
- затапливается течь в торцевой стене емкости и сооружена бетонная «заплатка» в соответствии с проектом;
- торцевая стена и верхний периметр емкости обмазаны герметиком типа «Бустилан-К»;

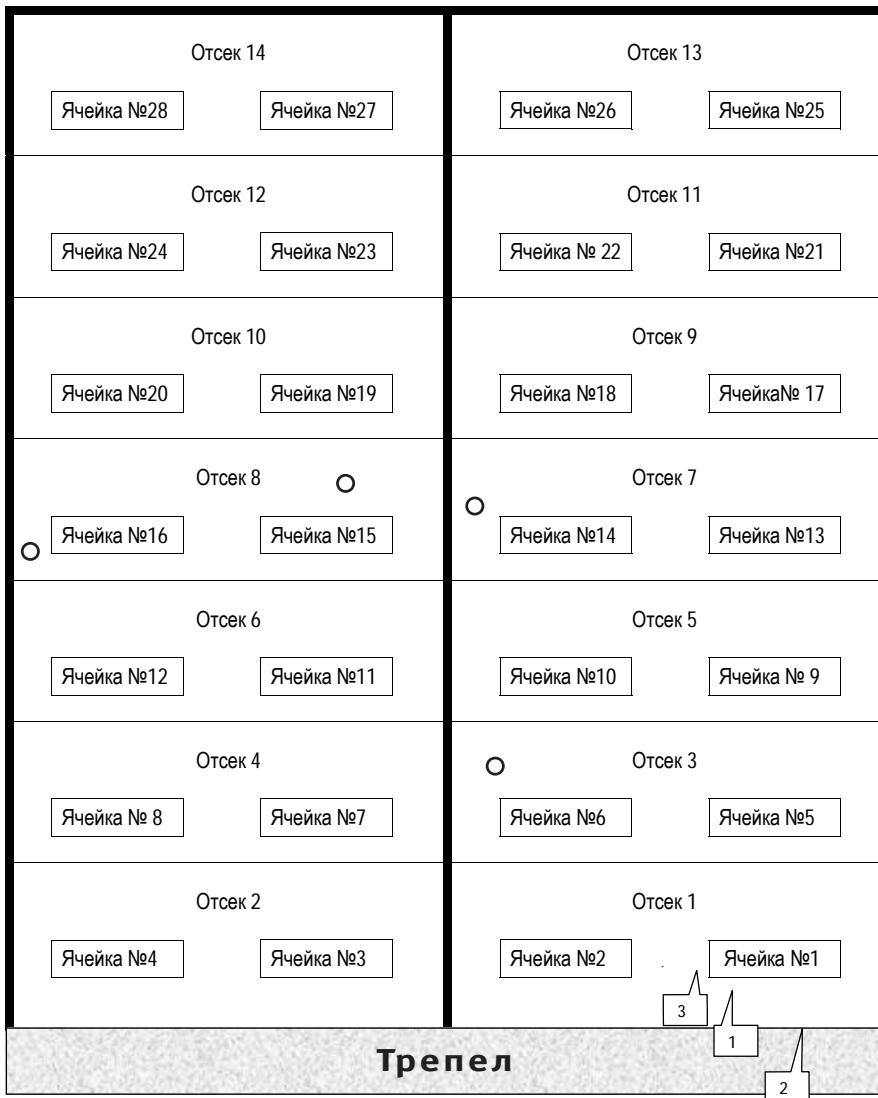


Рис. 1. Схема емкости № 4 с точками пробоотбора: O – наблюдательная колонна, ┌── – точки отбора проб

- вдоль торцевой стены емкости создан дополнительный противомиграционный барьер из природного глинистого сорбента трепела размером 10,0×1,0×1,0 м (рис. 1).

Условия хранения радиоактивных отходов в данном хранилище не соответствуют требованиям многобарьерной защиты. В связи с этим объект может представлять потенциальную опасность для населения и природной среды.

По результатам предыдущих исследований [2–5], в настоящее время на территории прилегающего к рассматриваемому объекту притеррасного понижения имеются локальные очаги существенного загрязнения компонентов геосистем (вод, почв, растительности) техногенным радионуклидом ^{90}Sr . В водах верховодки, выходящей из-под хранилища, отмечается значительное превышение уровней вмешательства (УВ) [6] по удельной активности ^{90}Sr (до 109 Бк/л) и ряду токсичных металлов (концентрация марганца, например, достигает 999 мкг/л). Значи-

тельное содержание радиоактивного стронция также было обнаружено в почве и растительности исследуемой территории (до $2,3 \cdot 10^4$ и 743 Бк/кг соответственно). Загрязнение исследуемой территории ^{137}Cs незначительно и сосредоточено в основном вблизи емкости № 1, предназначеннной для хранения низкоактивных отходов (НАО) и не имеющей дополнительных защитных барьеров. Радиационная обстановка полностью обусловлена ^{90}Sr в силу его большой подвижности в окружающей среде.

Геоморфологическое изучение территории выявило ряд факторов, благоприятствующих миграции радионуклидов и распространению их за пределы хранилища: наличие разнообразных эрозионных форм, промывной водный режим зоны аэрации, легкий механический состав подстилающих пород, наличие водоупоров (суглинков) для загрязненной верховодки и ее выход на поверхность.

Миграция радионуклидов обуславливается, главным образом, перемещением с поверхностным и внутриводным латеральным стоком, а также инфильтрацией в грунтовые воды и дальнейшим распространением в горизонте грунтовых вод. Аккумуляция происходит на сорбционном барьере заболоченного притеррасного понижения и, вероятно, щелочном барьере на контакте с отложениями известняков.

В данной работе представлен анализ имеющихся в настоящее время источников загрязнения окружающей среды в районе размещения хранилища, а также оценка естественного и техногенного защитных барьеров и возможности проведения дополнительных мероприятий, препятствующих дальнейшей миграции радионуклидов, с учетом особенностей рассматриваемого объекта.

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНЫХ ИСТОЧНИКОВ И ДИНАМИКИ ПОСТУПЛЕНИЯ ТЕХНОГЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ В ГРУНТОВЫЕ ВОДЫ НА ТЕРРИТОРИИ РЕГИОНАЛЬНОГО ХРАНИЛИЩА

В ходе изучения радиационной обстановки в районе размещения обследуемого объекта отделом РБ и ООС отбирались пробы воды из наблюдательных скважин и водоемов, расположенных в окрестностях хранилища. В исследуемой воде из техногенных радионуклидов обнаружен только ^{90}Sr . Вероятно, это связано с тем обстоятельством, что стронций обладает большей подвижностью в окружающей среде.

С целью уточнения источников загрязнения ^{90}Sr района размещения хранилища, а также динамики выхода из них данного радионуклида был проведен мониторинг воды из наблюдательных скважин близлежащих водоемов с одновременным замером уровней воды.

Динамика уровней воды в наблюдательных скважинах регионального хранилища представлена на рис. 2. Самый высокий уровень воды наблюдается в скважине № 4, расположенной между емкостями №№ 3 и 4 и в скважинах №№ 5 и 10, также пробуренных в нижней части хранилища.

Значимые содержания радионуклида стронция обнаружены только в скважине № 4. Вероятно, это связано с тем обстоятельством, что основной сток с места расположения аварийной емкости № 4 происходит в направлении этой скважины.

Результаты измерений удельной активности воды из наблюдательной скважины № 4 и места выхода верховодки из-под забора в нижней части регионального хранилища по ^{90}Sr и уровня воды представлены в табл. 2 и на рис. 3.

По полученным данным наблюдается общая тенденция роста удельной активности ^{90}Sr с повышением уровня воды в скважине, хотя при этом и отмечаются некие колебания содержания стронция в воде (рис. 3). Таким образом, основной источник ^{90}Sr образовался в результате потери герметичности емкостью № 4, вы-

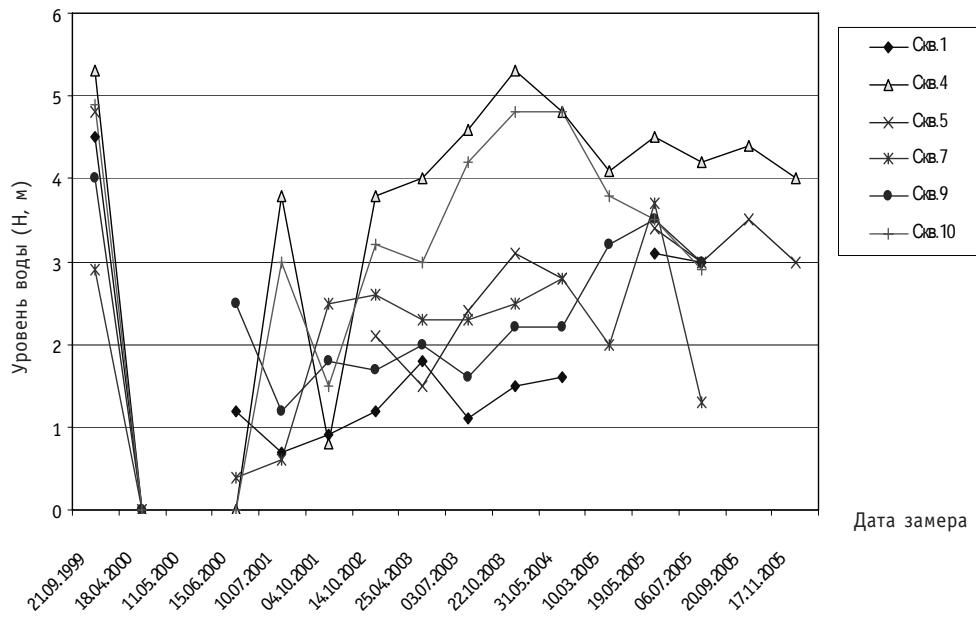


Рис. 2. Временная динамика уровней воды в наблюдательных скважинах глубиной 12 м регионального хранилища

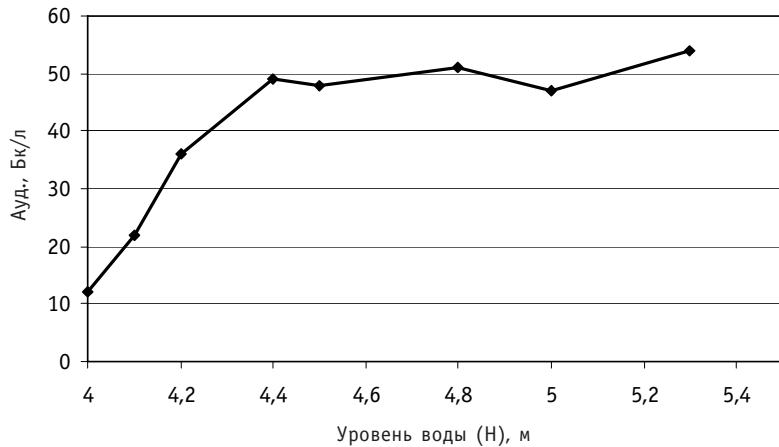


Рис. 3. Зависимость удельной активности ^{90}Sr в воде наблюдательной скважины № 4 от уровня воды

Таблица 2

Данные измерений уровня воды и содержания ^{90}Sr в пробах из наблюдательной скважины № 4 и места выхода верховодки из-под забора в нижней части регионального хранилища

Место п/отбора	Дата п/отбора	2003 г.		2004 г.				2005 г.			
		22.10	25.02	23.06	11.10	10.03	19.05	13.07	20.09		
Скв. № 4	Уровень воды, м	5,3	5	4,8	4	4,1	4,5	4,2	4,4		
	А _{уд.} (^{90}Sr), Бк/л	54	47	51,2	12	22	48	36	49		
Т. 6а	А _{уд.} (^{90}Sr), Бк/л	-	-	109	-	-	46	52	-		

хода и миграции стронция во внешней среде и неполного удаления загрязненного грунта, откуда радионуклид вымывается грунтовыми водами. По мере подъема почвенные воды достигают участков с более высокой концентрацией данного радионуклида, что возможно и приводит к увеличению его содержания в воде скважины № 4, в особенности с учетом направления основного стока с территории размещения емкости № 4. При этом может иметь место и вымывание радиоактивного стронция атмосферными осадками через неплотности или необнаруженные дефекты емкостей №№ 3 и 4.

По результатам измерений в т. ба, расположенной на территории притерапсного понижения в направлении основного стока с территории хранилища, также можно предположить существование дополнительного источника стронция (например, со стороны емкости № 3). Концентрация данного радионуклида в пробах, отобранных в этой точке, порой в 2 раза превышает значения, полученные при измерении активности воды из скважины № 4. Наблюдаемое снижение удельной активности стронция при подъеме воды в наблюдательной скважине № 4 выше уровня 4,4 м можно объяснить достижением максимальной степени вымывания радионуклида из почвы и разбавлением (до меньших концентраций) при дальнейшем увеличении объема грунтовых вод. Подъем вод могут обеспечивать осадки и, как уже рассматривалось в предыдущих работах, канализация, водопровод, отстойники очистных сооружений – аэротенки [2].

Если у каких-либо аэротенков в силу их ветхости имеется гидравлическая связь с грунтовыми водами, то уровень воды в скважине № 4 будет изменяться в суточном режиме. Это связано с тем обстоятельством, что город сбрасывает стоки неравномерно (ночью большинство предприятий не работает, а в другие периоды суток отстойники переполняются). Поэтому представляется необходимым изучить суточный режим уровней. Кроме того, изучать влияние антропогенных стоков лучше в зимний период, когда не мешают дожди.

ОЦЕНКА ЗАЩИТНЫХ БАРЬЕРОВ НА ПУТИ МИГРАЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ

Как было упомянуто выше, с целью предотвращения выхода радионуклидов за пределы аварийной траншеи и их дальнейшей миграции с почвенными водами при проведении защитных мероприятий с внешней стороны емкости № 4 был сооружен дополнительный барьер из глинистого сорбционного материала – трепела. Согласно документальным данным, вода из траншеи была откачана до уровня дна. Таким образом, указанный барьер должен работать в случае нового поступления влаги в емкость № 4, которое может осуществляться следующими путями (рис. 4):

- 1) просачиванием атмосферных осадков через неплотности верхнего периметра;
- 2) попаданием почвенных вод сквозь негерметичности в железобетонном монолите.

В первом случае при попадании в траншею атмосферных осадков и при отсутствии отверстий в железобетонном монолите, помимо места расположения барьера из трепела, выход активности во внешнюю среду не произойдет до момента переполнения емкости. Однако впоследствии накопившаяся вода будет изливаться через неплотности верхнего периметра и распространяться по поверхности почвы. Возможно при таком сценарии миграция радионуклидов на глубину в грунт, а затем с грунтовыми водами будет большей частью предотвращена сорбцией на верхних слоях почвы, содержащих большие количества илистой и органической фракций по сравнению с нижними горизонтами.

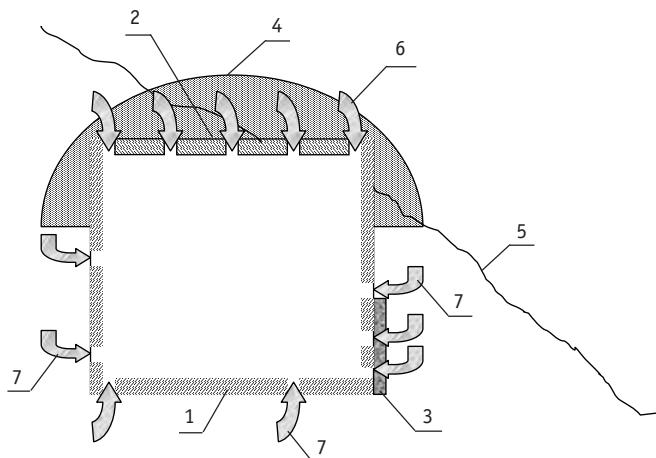


Рис. 4. Пути поступления влаги в емкость для хранения отходов: 1 – железобетонный монолит; 2 – защитные плиты верхнего перекрытия; 3 – техногенный защитный барьер из трепела; 4 – верхняя обваловка из грунта; 5 – линия склона; 6 – первый путь поступления влаги в емкость – просачивание атмосферных осадков через неплотности верхнего периметра; 7 – второй путь поступления влаги в емкость – попадание почвенных вод сквозь негерметичности в железобетонном монолите

В случае попадания почвенных вод сквозь негерметичности в железобетонном монолите барьер обеспечивает защиту только со стороны своего размещения, однако в указанном месте, по мнению автора, интенсивного поступления влаги происходит не будет по причине уклона местности в этом направлении. Через данную торцевую стену скорее происходит сток уже содержащейся в емкости влаги.

Наиболее эффективными из защитных мероприятий по предотвращению выхода радионуклидов во внешнюю среду, выполненных в 1999 г. на аварийной емкости № 4, представляются откачка воды, гидроизоляция верхнего períметра и установка бетонной «заплаты» на месте течи у дна емкости. Барьер из трепела в данном случае носит страховочный характер. В целом, отсутствие многобарьерной защиты при сооружении емкости № 4 явилось причиной того, что безопасность указанной емкости в значительной степени зависит от сохранения целостности бетонного монолита (в том числе и со стороны дна) с течением времени.

Как было установлено в ходе исследований, в районе расположения аварийной траншеи образовался объемный источник ^{90}Sr , простирающийся на глубину более 12 м. По причине таких обширных размеров распространения загрязнения, а также легкого состава подстилающих грунтов, сооружение каких-либо противомиграционных технических барьеров на данной территории реально не представляется возможным. Меры по увеличению почвенной фиксации стронция и уменьшению перехода его в растительность типа известкования, эффективны только на кислых почвах, к таковым, по результатам определения pH, не относятся грунты исследуемой территории. В данном случае, препятствием также является распространение ^{90}Sr на значительную глубину.

Несмотря на такие прогнозы, результаты изучения миграции радиоактивного стронция в районе размещения хранилища РАО, а также форм нахождения данного радионуклида в почвах показывают, что основная часть загрязнения аккумулируется в районе заболоченного притеррасного понижения, а доля подвижного ^{90}Sr невелика. Грунты данной территории содержат большие количества илистой и органической фракций, способствующих необменной фиксации стронция в почвенном комплексе и предотвращению его дальнейшей миграции, что также под-

тврждается результатами измерений образцов ила, отобранных с другой стороны дороги, огибающей район расположения болотца, и сельскохозяйственной растительности на одном из приусадебных участков расположенного неподалеку садового общества. Возможное распространение стронция с грунтовыми водами также не представляет опасности для здоровья населения, о чем свидетельствуют результаты измерений проб воды, отобранных в колодцах вышеупомянутого садового общества. Таким образом, район притеррасного понижения, расположенный в нижней части обследуемого объекта, характеризуется ландшафтно-геохимическими условиями, при которых происходит аккумуляция и достаточно прочная фиксация ^{90}Sr в почвенном комплексе (естественный геохимический барьер на пути распространения радионуклида) и снижение его подвижности во внешней среде.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Радиационная обстановка в районе размещения регионального хранилища РАО полностью обусловлена ^{90}Sr .
2. Загрязнение техногенным радионуклидом ^{137}Cs не получило распространения за пределы территории хранилища и не представляет ощутимой опасности для окружающей среды, поэтому не требует сооружения каких-либо дополнительных защитных барьеров.
3. Наблюдается общая тенденция роста удельной активности ^{90}Sr с повышением уровня воды в наблюдательной скважине. Основным источником ^{90}Sr , поступающего в грунтовые воды, в настоящее время является загрязненный слой почвы, простирающийся на глубину более 12 м, образовавшийся в результате аварийного выхода и миграции стронция во внешней среде и неполного удаления загрязненного грунта.
4. Основной вклад в предотвращение выхода техногенных радионуклидов из емкостей хранилища внесли откачка воды из аварийной емкости, устранение течи, расположенной у ее дна и восстановление гидроизоляции. Сооруженный в сентябре 1999 г. на аварийной емкости дополнительный защитный барьер из трепела также отчасти может препятствовать проникновению загрязнения в грунтовые воды при развитии ситуации по определенному сценарию.
5. Сооружение каких-либо дополнительных технических барьеров или применение мер, направленных на снижение подвижности ^{90}Sr во внешней среде, на данной территории не представляется возможным по причине обширных размеров распространения загрязнения, легкого состава подстилающих грунтов, а также химических свойств почв.
6. По результатам предыдущих исследований, район притеррасного понижения, расположенный в нижней части обследуемого объекта, характеризуется ландшафтно-геохимическими условиями, при которых происходит аккумуляция и достаточно прочная фиксация ^{90}Sr в почвенном комплексе (естественный геохимический барьер на пути распространения радионуклида) и снижение его подвижности во внешней среде.

Литература

1. Васильева А.Н., Козьмин Г.В., Латынова Н.Е., Старков О.В., Вайзер В.И. Общие закономерности загрязнения геосистем в районе размещения регионального хранилища радиоактивных отходов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 2. – С. 64-74.
2. Латынова Н.Е., Вайзер В.И., Козьмин Г.В. и др. Изучение геосистем в районе хранилища твердых радиоактивных отходов с целью обоснования радиоэкологического мониторинга / Сб. докл. III Международной научно-практической конференции «Экология речных бассейнов». – Владимир, 2005. – С. 243.

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

3. Силин И.И. Экология и экономика природных ресурсов бассейна р. Протвы (Калужская и Московская области). – Калуга: ВИЭМС, 2003. – С.324
4. Васильева А.Н., Сынзыныс Б.И., Ульянова Л.П., Ковалев О.А., Сморызанова О.А., Старков О.В., Латынова Н.Е., Круглов С.В., Момот О.А., Козьмин Г.В. Оценка загрязнения биоценоза в районе размещения регионального хранилища радиоактивных отходов с использованием грызунов в качестве тест-объекта / Радиационная биология. Радиоэкология (в печати). – 2006.
5. Силин И.И.. Экология севера Калужской области. Ч. 1 и 2: Учебное пособие для студентов, изучающих экологию. – Обнинск: ИАТЭ, 2003. – С.139.
6. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). СП 2.6.1.758-99. – М.: Минздрав России, 1999. – С.115.

Поступила в редакцию 15.12.2006

МЕТОДЫ ИСПЫТАНИЙ В РЕАКТОРЕ «МИР» ТОПЛИВА ВВЭР ПРИ ПЕРЕХОДНЫХ И АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ

**А.В. Бурукин, А.Л. Ижутов, В.В. Калыгин, В.А. Овчинников,
В.Н. Шулимов**
ГНЦ РФ НИИАР, г. Димитровград



Представлена информация об экспериментальных исследованиях, проводимых в петлевых каналах реактора МИР, для изучения работоспособности твэлов ВВЭР в переходных и аварийных режимах.

Одним из важнейших источников информации при разработке твэлов являются экспериментальные исследования. Их результаты необходимы для корректной оценки работоспособности и соответствующих запасов при проектных условиях эксплуатации. К таким условиям, в частности, относят:

- длительную эксплуатацию в номинальных режимах с учетом допустимых отклонений;
- вывод реактора на мощность и его останов;
- режимы следования нагрузке (маневрирование);
- режимы с быстрым изменением мощности (скачки мощности);
- проектные аварии с быстрым вводом положительной реактивности;
- нарушение режима отвода тепла от твэлов (потеря теплоносителя, кризис теплоотдачи);
- эксплуатацию с негерметичными твэлами.

В течение длительного времени обходились экспериментальной информацией только о поведении твэлов при номинальных режимах работы, которую получали в результате ресурсных испытаний. Для оценки работоспособности при аварийных и переходных режимах использовали в основном расчетные данные. Это приводило к необходимости применять консервативный подход и вводить излишние ограничения на параметры эксплуатации топлива.

Задача повышения конкурентоспособности российских реакторов и российского топлива на мировом рынке потребовала пересмотреть существующее положение дел. Получение экспериментальных результатов о поведении топлива в аварийных и переходных режимах стало первоочередной проблемой. Однако в стране отсутствовали специализированные реакторные установки, аналогичные имеющимся за рубежом. Это потребовало приспосабливать для получения результатов действующие исследовательские реакторы. Анализ показал, что одним из наиболее подходящих является петлевой реактор МИР [1].

Структура активной зоны, которая обеспечивает возможность создания в каждом канале собственных условий испытаний, оснащенность реактора петлевыми установками, удовлетворяющими современным требованиям по безопасности, большой опыт проведения петлевых испытаний – все это обеспечивает возможность проведения в реакторе широкого спектра исследований.

Характерная особенность экспериментов по моделированию аварийных и переходных режимов состоит в резком изменении в достаточно широких пределах параметров испытаний. Для реактора МИР такие эксперименты являются новым классом петлевых испытаний, которые не были предусмотрены на стадии его создания. Поэтому для их проведения необходимо было изучить возможности реактора по реализации требуемых условий испытания, а также всесторонне исследовать вопросы обеспечения безопасности при выполнении экспериментов.

Быстрое увеличение энерговыделения в топливе, снижение расхода и давления в контуре охлаждения могут вызвать вскипание водяного теплоносителя в петлевом канале. В условиях реактора МИР это приводит к вводу положительной реактивности [2]. Учитывая, что время протекания процессов мало, а вводимая положительная реактивность может достигать существенных значений, можно констатировать, что безопасное проведение таких экспериментов в реакторе возможно лишь при формировании специальных условий [3,4].

В настоящей работе представлены методы реакторных испытаний топлива ВВЭР, которые позволяют получать экспериментальные данные, необходимые для обеспечения лицензионных требований к твэлам ВВЭР по большинству из перечисленных выше параметров. При этом учтены такие современные тенденции, как увеличение выгорания топлива и длительности кампании; внедрение маневренного режима; обеспечение современных требований к поведению топлива в условиях проектных аварий.

МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ИСПЫТАНИЙ

Реактор МИР имеет несколько высокотемпературных петлевых установок, обеспечивающих необходимые параметры теплоносителя для испытания топлива реакторов ВВЭР. Расположение органов регулирования и петлевых каналов (ПК) в активной зоне позволяют одновременно реализовать несколько программ испытаний при различной плотности потока тепловых нейтронов в ПК (отличие до 10 раз). Высокая плотность потока нейтронов (максимальная $\sim 5 \cdot 10^{18} 1/m^2 \cdot c$) обеспечивает возможность достижения параметров испытаний, характерных для любых существующих водоохлаждаемых реакторов.

Для примера в табл. 1 приведено сравнение условий работы твэлов ВВЭР-1000 с основными параметрами испытаний топлива в ПУ реактора МИР.

Для решения ряда методических вопросов и обоснования безопасности используется также физическая модель (критическая сборка) реактора; в двух приреакторных защитных камерах проводится подготовка устройств и промежуточное обследование твэлов. Расположение бассейна выдержки и транспортных коридоров позволяет проводить промежуточные обследования состояния испытываемых твэлов и под водой – без длительной выдержки после облучения.

Петлевые установки и их оснащение. Основные характеристики ПУ реактора МИР приведены в табл. 2 [1].

Штатные системы петлевых установок реактора обеспечивают непрерывный контроль параметров испытаний и герметичности твэлов, поддержание и контроль ВХР с помощью современного оборудования [5]. Для отображения и регистрации в реальном масштабе времени измеряемых параметров используется быстродействующая система на базе микропроцессоров.

Таблица 1

**Сравнение условий работы твэлов ВВЭР-1000
с основными параметрами испытаний топлива в ПУ реактора МИР**

Параметр	ВВЭР-1000	МИР
Максимальная линейная мощность, Вт/см	447	возможно больше
Давление, МПа	до 17,7	обеспечивает
Температура теплоносителя, вход/выход, °С	290 – 340	обеспечивает
Водно-химический режим (ВХР)	аммиачно-борно-калиевый	обеспечивает
– концентрация борной кислоты	до 10 г/кг	до 10 г/кг*
– газосодержание в теплоносителе, нсм ³ /кг		
– O ₂	0,005 – 0,05	обеспечивает
– H ₂	25 – 50	обеспечивает
Скорость теплоносителя, м/с	5,7	обеспечивает
Выгорание топлива, МВт·сут/кгU	~ 55	до 85 – 100
Определение момента разгерметизации	невозможно	возможно
Возможность ускорения процессов выгорания, увеличения линейной мощности	невозможно	возможно
Промежуточный контроль состояния твэлов	отсутствует	возможно в бассейне и защитной камере
Возможность изменения параметров ВХР	отсутствует	возможно

* для длительных испытаний целесообразна концентрация 4–5 г/кг, соответствующая среднему уровню показателя ВХР ВВЭР.

Таблица 2

Основные характеристики петлевых установок

Характеристика, размерность	Петлевые установки						
	ПВ-1	ПВК-1	ПВ-2	ПВК-2	ПВП-1	ПВП-2	ПГ
Теплоноситель	вода	кипящ. вода	вода	кипящ. вода	вода-пар	вода-пар	гелий (азот)
Количество экспериментальных каналов	2	2	2	2	1	1	1
Максимальная мощность канала, кВт	1500	1500	1500	1500	100	2000	160
Максимальная температура теплоносителя, °С	350	350	350	365	500	550	500
Максимальное давление, МПа	17,0	17,0	18,0	18,0	8,5	15,0	20,0
Максимальный расход теплоносителя через канал, т/ч	16,0	16,0	13,0	13,0	0,6	10,0	0,47 (4,7)

Облучательные устройства и специальная оснастка твэлов. Для проведения испытаний разработан ряд специальных облучательных устройств (ОУ): разборные и инструментованные фрагменты ТВС ВВЭР (до 19 твэлов); ОУ блочной конструкции с несколькими укороченными разборными макетами ТВС, размещаемыми один над другим по высоте активной части канала; специальные ОУ для проведе-

ния экспериментов с инструментованными рефабрикованными (РФТ) и полномасштабными (ПМТ) твэлами из отработавших штатных и опытных ТВС ВВЭР. Имеются ОУ, позволяющие изменять мощность твэлов с помощью перемещения поглощающих экранов или поворота самого ОУ с твэлами около экрана. Разработаны и применяются датчики для измерения в процессе испытаний температуры топлива (T), давления (P) газов в твэле, изменения длины (L) и диаметра (D) твэлов [6]. Некоторые характеристики датчиков приведены в табл. 3.

Таблица 3

Типы и характеристики датчиков для оснащения ОУ и твэлов

Измеряемый параметр	Конструкция	Диапазон измерения	Погрешность	Размеры, мм	
				диаметр	длина
Температура теплоносителя, оболочки твэла	термопара ХА кабельная	до 1100 °C	0.75%	0.5	
Температура топлива	термозонд ХА кабельный	до 1100°C	0.75%	1 – 1.5	
Температура топлива	термозонд ВР 5/20, чехол Mo + BeO	до 2300°C	~ 1.5%	1.2 – 2	
Удлинение оболочки	дифференциально-трансформаторный преобразователь (ДТП)	0 – 5 мм	± 30 мкм	16	80
Изменение диаметра	ДТП	0 – 200 мкм	± 2 мкм	16	80
Изменение давления газов в твэле	сильфон + ДТП	0 – 20 МПа	~ 1.5 %	16	80
Плотность нейтронного потока (отн. ед.)	датчик прямого заряда (ДПЗ) (Rh, V, Hf)	$10^{15} – 10^{19}$ 1/m ² ·с	~ 1%	2 – 4	50 – 100
Объемное паросодержание в теплоносителе	кабельный	20–100%	10%	1.5	

ПРОГРАММЫ ИСПЫТАНИЙ ТОПЛИВА ВВЭР**Испытания со скачком мощности**

Цель испытаний – определение влияния на работоспособность твэлов с различным выгоранием параметров скачка мощности, в том числе ступенчатого вида.

К настоящему времени на реакторе МИР с твэлами ВВЭР проведено 11 экспериментов с быстрым увеличением линейной мощности (ЛМ) и 3 – со ступенчатым. Испытывали опытные твэлы разнообразных модификаций, а также ПМТ и РФТ с выгоранием до ~ 70 МВт·сут/кгU.

Основные сведения по этим видам испытаний представлены на рис. 1 и в табл. 4 [7, 8].

Испытания с циклическим изменением мощности.

В ПК реактора МИР проведено несколько испытаний с циклическим изменением мощности рефабрикованных и полномасштабных твэлов ВВЭР с высоким выгоранием.

Цель испытаний – получение экспериментальных данных, характеризующих изменение деформации оболочки, давления газов в свободном объеме твэла, температуры топлива в процессе изменения мощности, а также состояние твэлов после испытаний.

Для примера в табл. 5 представлены общие сведения об экспериментах ЦИКЛ-1 и ЦИКЛ-2 с многократным циклированием мощности [9].

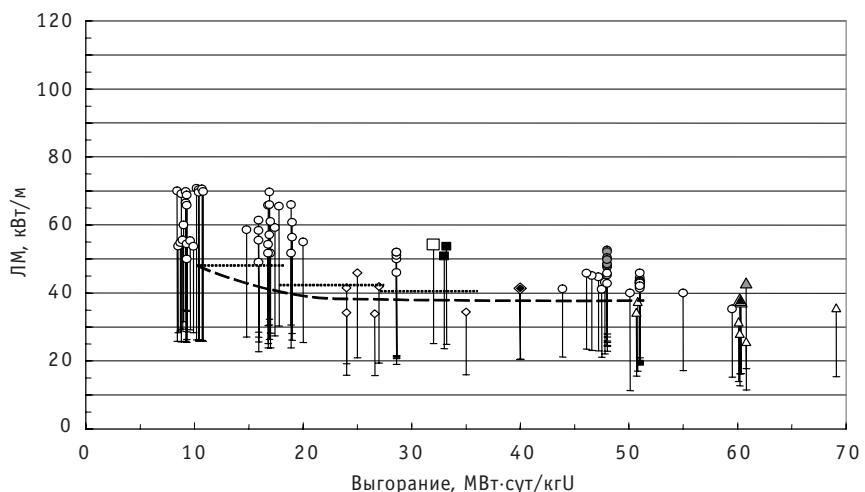


Рис. 1. Диапазон выгораний и амплитуд ЛМ при проведении экспериментов «скакок мощности» с твэлами ВВЭР на реакторе МИР: ○ – герметичные твэлы ВВЭР-1000 (Э110); ● – герметичные твэлы ВВЭР-1000 (Э110) с трещинами на оболочке; ◇ – герметичные твэлы ВВЭР-1000 (Э635); ◆ – негерметичные твэлы ВВЭР-1000 (Э635); △ – герметичные твэлы ВВЭР-440; ▲ – герметичный твэл ВВЭР-440 с трещинами на оболочке; ▲ – негерметичный твэл ВВЭР-440; □ – комбинированный твэл (оболочка Э110, топливо Франция); ■ – французские твэлы (оболочка Zr-4F); – порог повреждаемости твэлов KWW (Германия); — — — – порог повреждаемости твэлов КЕР (Япония)

Таблица 4

Сведения об экспериментах со ступенчатым увеличением мощности

Номер эксперимента	Количество твэлов	Выгорание, МВт·сут/кгU	Исходная ЛМ, кВт/м	Приращение ЛМ, кВт/м	Скорость подъема ЛМ, кВт/м / мин
1	6	~ 49 – 61	9 – 12	15 + 6 + 11	0.3
2	6	~ 49 – 59	12 – 15	8 + 5 + 9	0.3
3	6	~ 56 – 61	12 – 17	9 + 9	0.1

Таблица 5

Общие сведения об экспериментах ЦИКЛ-1 и ЦИКЛ-2

Тип твэла	Коли-чество твэлов	Выгорание, МВт·сут/кгU	Инстру-ментовка	Исходная ЛМ, кВт/м	Приращение ЛМ в цикле, кВт/м	Скорость подъема ЛМ, кВт/м / мин
Эксперимент ЦИКЛ-1						
ВВЭР-440	4	60	T	17.7	10.6	~ 0.9
Эксперимент ЦИКЛ-2						
ВВЭР-1000	2	49	T, L	21	8.5	0.6
ВВЭР-1000	2	49	P, L	21	8.5	0.6

В эксперименте ЦИКЛ-1 изменение мощности твэлов проводили за счет перемещения штатных органов регулирования реактора. На рис. 2 показано изменение температуры топлива инструментованного РФТ, характеризующее длительность, количество и амплитуду циклов в процессе испытаний на первом этапе.

В эксперименте ЦИКЛ-2 линейную мощность твэлов изменяли путем перемещения изготовленных из гафния поглощающих экранов, от одной пары твэлов к другой, при этом одновременно ЛМ двух твэлов увеличивалась, а двух других, закрытых экранами, – уменьшалась.

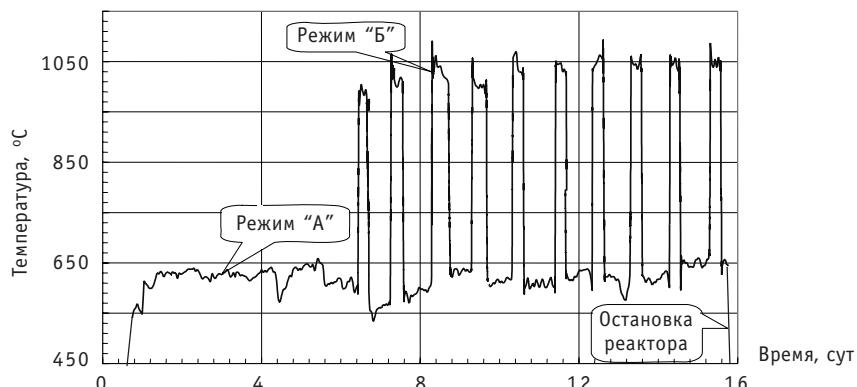


Рис. 2. Изменение температуры топлива в эксперименте ЦИКЛ-1 в процессе испытаний (режимы: «А» – стационарный; «Б» – циклирование)

Испытания с потерей теплоносителя

Эксперименты «Малая течь»

В реакторе МИР проведена серия испытаний многоэлементных фрагментов ТВС ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 в условиях аварии «Малая течь»[10]. В экспериментах производили контролируемое запаривание верхней части твэлов экспериментальной ТВС при мощности, характерной для остаточного энерговыделения, за счет снижения расхода теплоносителя. Испытания фрагментов ТВС ВВЭР в режиме «Малая течь» проводили по специальной программе, которая предусматривала широкий диапазон внешних условий. Цель программы – подтверждение или уточнение критериев работоспособности твэлов и ТВС, определение предельных параметров, при которых возможна разборка активной зоны после работы в режиме ухудшенной теплоотдачи, получение данных для верификации и корректировки расчетных кодов.

В экспериментах МТ-1, МТ-2 и МТ-3 испытывались фрагменты ТВС ВВЭР-1000, в экспериментах МТ-5 и МТ-5П – фрагменты ТВС ВВЭР-440. Основные параметры экспериментов «Малая течь» представлены в табл. 6.

Таблица 6

Основные параметры экспериментов «Малая течь»

Эксперимент	Количество и выгорание твэлов в ТВС		Давление в I контуре ПУ, МПа	Максимальные температуры, °C	Длительность осушения, мин	Длительность выдержки при максимальной температуре, мин
	необлуч.	с выгоранием, МВт·сут/кгU				
МТ-1	18	нет	12	950	72	72
МТ-2	19	нет	12	1200	100	3
МТ-3	19	нет	4	730	25	25
МТ-5	6	1/52	4,9	1250	40	2
МТ-5П	6	1/49	6	930	40	40

Испытания фрагмента ТВС ВВЭР-1000 в условиях МПА («Большая течь»)

Испытания ЭТВС при параметрах МПА (вторая и третья стадии) проведены в ПУ ПВП-2 реактора МИР [11]. Цель испытаний – получение информации о поведении пучка твэлов, данных для использования в кодах термомеханического состояния твэлов и оценки радиационных последствий при разгерметизации оболочек. Экспериментальная ТВС в виде фрагмента ТВС ВВЭР-1000 содержала 16 необлученных

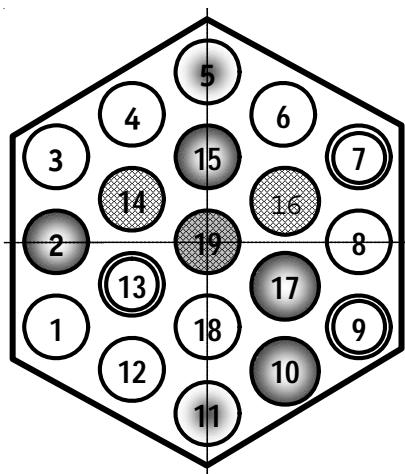


Рис. 3. Схема размещения твэлов в ТВС при эксперименте «Большая течь»:
1, 3, 4, 6, 8, 12, 18 – необлученные неинструментованные твэлы; 5, 11 – необлученные твэлы с термозондом в топливе; 2, 10, 17, 15 – необлученные твэлы с 3-мя термозондами на оболочке; 7, 9, 13 – необлученные твэлы с датчиком Р и термозондом на оболочке; 14, 16 – неинструментованные РФТ; 19 – РФТ с термозондом в топливе (цифры на рис. 3 соответствуют номерам ячеек)

твэлов и 3 РФТ с выгоранием ~ 50 МВт·сут/кгУ, изготовленных из штатного отработавшего твэла ВВЭР-1000. Схема расположения твэлов и датчиков в ТВС представлена на рис. 3. Эксперимент проведен по сценарию в соответствии с расчетным прогнозом и разработанным алгоритмом реализации переходных тепловых процессов при аварии. В качестве управляющего параметра использовали мощность реактора. На рис. 4 показаны изменения температуры одного из твэлов в процессе эксперимента. При послереакторных исследованиях определены деформация оболочек твэлов, распределение оксидной пленки по твэлам, изменения структуры материала оболочек и сердечника.

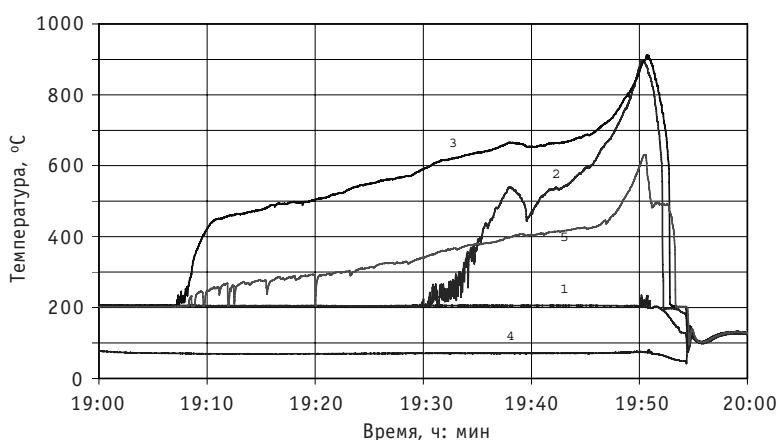


Рис. 4. Эксперимент «Большая течь» (МПА (II стадия)). Температура теплоносителя и оболочки твэла в ячейке 2 (см. рис. 3): 1 – температура оболочки твэла ($z = 562$ мм); 2 – температура оболочки твэла ($z = 757$ мм); 3 – температура оболочки твэла ($z = 887$ мм); 4 – температура теплоносителя на входе в ТВС; 5 – температура теплоносителя на выходе из ТВС (z – расстояние от опорной решетки)

Испытания твэлов ВВЭР-1000 в условиях проектной реактивностной аварии

Цель испытаний – получение экспериментальных данных о поведении твэлов при проектной аварии с быстрым вводом положительной реактивности (выброс регулирующего стержня).

В ПК реактора МИР импульс нейтронной мощности получали при постоянной мощности реактора с помощью специального ОУ путем удаления от исследуемых твэлов поглощающего экрана из гафния [12]. Компенсация положительной реактивности при этом была обеспечена за счет одновременного введения дополнительного экрана, который жестко связан с первым и имеет аналогичную поглощающую способность.

В результате проведенного эксперимента в ПК с параметрами теплоносителя ВВЭР-1000 был получен импульс нейтронной мощности трапецидальной формы с амплитудой 3,25–3,5 (в зависимости от выгорания топлива в твэлах), временем нарастания мощности ~ 1 с, полушириной импульса ~ 3 с.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Описанные выше программы и методы реакторных испытаний топлива ВВЭР в исследовательском реакторе МИР обеспечивают получение экспериментальных данных о поведении твэлов в различных переходных и аварийных условиях.

Результаты испытаний предназначены для использования при проверке соответствия топлива ВВЭР лицензионным требованиям по большинству критериев, для оценки радиационных последствий при разгерметизации оболочек твэлов, а также для проверки и совершенствования расчетных кодов, описывающих состояние твэлов.

Значительная часть оборудования и методов может быть также использована для испытания топлива других водоохлаждаемых реакторов, в том числе для обоснования перспективных проектов энергетических реакторов.

Приведенные материалы являются кратким обзором работ, выполненных за последнее время. В ближайшем номере они будут представлены более подробно.

Литература

1. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности/*Под ред. проф. В.А. Цыканова.* – Димитровград: НИИАР, 1991. – 103 с.
2. Калыгин В.В., Малков А.П. Влияние методов формирования режимов облучения на значение эффекта реактивности при обезвоживании петлевых каналов реактора МИР: Сборник трудов. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 1996. – Вып. 4. – С. 3-10.
3. Анисимков О.В., Грачев А.Ф., Калыгин В.В. и др. Изучение возможности проведения в реакторе МИР экспериментов со скачкообразным увеличением мощности твэлов//Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерная техника и технология. – 1993. – Вып. 1. – С. 41-49.
4. Ижутов А.Л., Калыгин В.В., Малков А.П., Махин В.М., Святкин М.Н., Шулимов В.Н. Испытания в реакторе МИР твэлов водоохлаждаемых реакторов в режимах аварий с потерей теплоносителя (методические вопросы): Сборник докладов отраслевого совещания «Использование и эксплуатация исследовательских реакторов». – Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2005. – Т. 2. – С. 75-87.
5. Benderskaya O.S., Kuprienko V.A., Ovchinnikov V.A. et al. Model experiments on simulation of the VVER water-chemical conditions at loop facilities of the MIR reactor. Proceedings of a Technical Committee meeting held in Hluboka nad Vltavou (Czech Republic, 28 September – 2 October 1998). – IAEA-TECDOC-1128. – Р. 287-297.
6. Бурукин А.В., Овчинников В.А., Цыканов В.А. и др. Испытания инструментированных твэлов энергетических реакторов в исследовательском реакторе МИР. Состояние и перспективы развития/Сб. докл. VII Российской конф. по реакторному материаловедению (ФГУП ГНЦ РФ НИИАР, 8–12 сентября 2003 г., Димитровград, Россия). – Т. 2. – Ч. 3. – Димитровград, 2004. – С. 291-312.
7. Грачев А.Ф., Калыгин В.В., Матвеев Н.П., Овчинников В.А. Опыт формирования скачков мощности в экспериментах с твэлами типа ВВЭР в реакторе МИР/Сборник трудов. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 1996. – Вып. 4. – С. 11-17.
8. Овчинников В.А., Лядов Г.Д., Спиридонос Ю.Г. и др. Испытания на реакторе МИР твэлов водоводяных энергетических реакторов в режиме «скакка мощности» (RAMP)/Сб. трудов. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1997. – Вып. 4. – С. 26-35.

9. Овчинников В.А., Кобылянский Г.П., Медведев А.В. и др. Результаты исследований состояния рефабрикованных твэлов, испытанных на реакторе МИР в условиях, моделирующих маневренный режим ВВЭР-440 / Сборник докладов VII Российской конференции по реакторному материаловедению (ФГУП ГНЦ РФ НИИАР, 8–12 сентября 2003, г. Димитровград). Т. 2. Ч. 3. – Димитровград, 2004. – С. 27–44.
10. Киселева И.В., Махин В.М., Шулинов В.Н. и др. Интегральные реакторные эксперименты по испытанию многоэлементных фрагментов ТВС ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 при параметрах аварии с потерей теплоносителя. Обобщение результатов по циклу экспериментов «Малая течь» // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика ядерных реакторов. – 2004. – Вып. 2. – С. 29–38.
11. Алексеев А.В., Шулинов В.Н. Результаты испытания в канале реактора МИР. М1 фрагмента ТВС ВВЭР-1000 в режиме МПА (II и III стадии) / Сб. докл. III научно-технической конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2003, Подольск, Россия). – Т. 6. – Подольск, 2003. – С. 105–109.
12. Алексеев А.В., Киселева И.В., Шулинов В.Н. Изучение поведения твэлов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 в условиях аварии с выбросом регулирующего органа / Сб. тезисов докл. IV Международной научно-технической конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 23–26 мая 2005, Подольск, Россия). – Подольск, 2005. – С. 53–54.

Поступила в редакцию 6.02.2007

ИЗМЕРЕНИЕ ТЕМПЕРАТУРНОГО КОЭФФИЦИЕНТА РЕАКТИВНОСТИ ДИНАМИЧЕСКИМ МЕТОДОМ В УСЛОВИЯХ НЕСТАЦИОНАРНОЙ КОНЦЕНТРАЦИИ КСЕНОНА

Н.А. Виногоров, Ю.А. Грознов, Д.Н. Жуковский
НИТИ им. А.П. Александрова, г. Сосновый Бор



Рассмотрены некоторые методические особенности применения известного метода измерений температурного коэффициента реактивности в условиях переходного ксенонового процесса. В статье приведены результаты, полученные в изотермическом состоянии водо-водяного реактора транспортного назначения.

Температурные коэффициенты реактивности относятся к числу нейтронно-физических характеристик, величина которых определяется экспериментально как при пуске, так и в процессе эксплуатации реактора. Применяемые методы измерений представлены в многочисленных источниках (см., например, [1–3]).

В частности, для определения температурного коэффициента реактивности α_T водо-водяного реактора применяется динамический метод [1], в соответствии с которым в нестационарном состоянии реактора одновременно измеряются реактивность ρ и температура T , величина коэффициента определяется как

$$\alpha_T = \frac{\partial \rho / \partial t}{dT / dt} . \quad (1)$$

Достоинствами метода можно считать относительную простоту измерений и обработки экспериментальных данных.

Соотношение (1) применимо, если возможные в нестационарном состоянии изменения других параметров реактора (кроме температуры) оказывают пренебрежимо малое влияние на реактивность. В противном случае необходимы дополнительные измерения, позволяющие это влияние исключить. К примеру, в [1] обсуждается проведение измерений, сопровождающееся изменением давления в первом контуре, а также изменением концентрации борной кислоты.

В случае проведения измерений в условиях нестационарного отравления, изменение концентрации ксенона является постоянно действующим фактором, изменяющим реактивность. Цель настоящей статьи – рассмотреть некоторые методические особенности измерения температурного коэффициента реактивности в этих условиях.

Рассмотрение проведем на примере измерений, выполненных на стенде, предназначенном для полномасштабных испытаний ЯЭУ ледокольного типа [4]. Нейтронно-физические характеристики реактора типичны для транспортных водо-водяных реакторов [5].

Измерения проводились в изотермическом режиме работы реактора в разогретом состоянии и в переходных ксеноновых процессах. Изотермичность здесь понимается как приблизительное равенство температур всех компонентов активной зоны (в частности, перепад температуры теплоносителя между входом в активную зону и выходом из нее не превышал 2°C). Изотермичность обеспечивалась отключением парогенераторов по воде второго контура и большой скоростью циркуляции теплоносителя первого контура. Исключение отбора тепла вторым контуром циркуляции обуславливает низкий уровень мощности. Изменение температуры обеспечивалось за счет реакции деления при дистанционном режиме регулирования. Требования, предъявляемые обычно к режиму работы реактора при измерениях температурного коэффициента [2], были выполнены.

Характер переходных процессов, в которых измерялась величина температурного коэффициента в разогретом по ксенону состоянии реактора, показан на рис. 1. Представлены изменения средней температуры теплоносителя (половинки температур на входе и на выходе из активной зоны) и реактивности, вызванные последовательными подъемами стержней регулирования. На интервале «ab» наблюдается процесс саморегулирования от момента возмущения реактивности до стабилизации, последующие интервалы представляют начальные участки таких же процессов, прерываемых перемещениями стержней.

В соответствии с динамическим методом измерения температурного коэффициента, выражаемым соотношением (1), необходимо одновременно измерять реактивность и температуру на участках переходного процесса вблизи значений $\rho=0$, в пределах которых изменение реактивности и температуры можно считать линейным (участки «cd», «ef» рис. 1).

В условиях изотермичности режима и малой мощности реактора, при многократном превышении характерного времени переходного процесса над временем циркуляции теплоносителя по контуру, коэффициент реактивности по температуре воды будем считать изотермическим температурным коэффициентом реактивности.

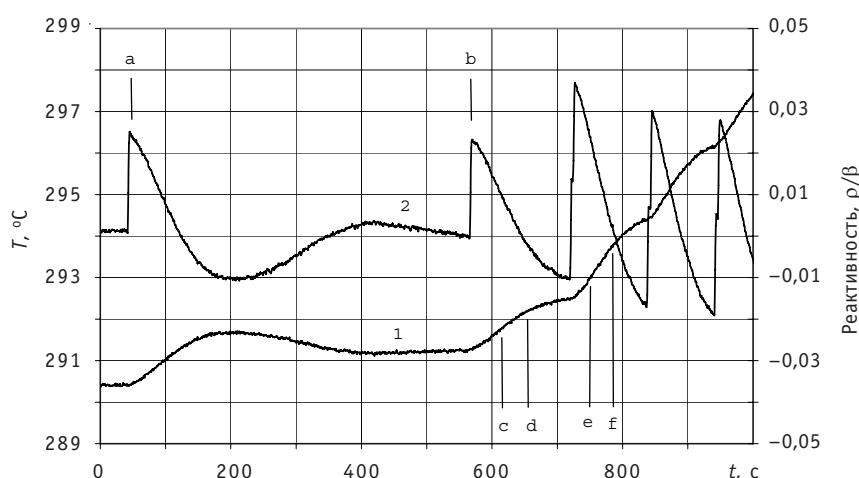


Рис. 1. Изменение параметров в пределах интервала режима разогрева: 1 – температура; 2 – реактивность

Изменение параметров в переходном процессе можно промоделировать, записав модель в виде:

$$\begin{cases} \frac{dn}{dt} = \frac{1}{\beta} \left(\rho \lambda + \frac{d\rho}{dt} \right) n \\ C \frac{d\theta}{dt} = n - n_0 - A\theta , \\ \frac{d\rho}{dt} = \alpha_r \frac{d\theta}{dt} \end{cases} \quad (2)$$

где n – мощность реактора; β , λ – эффективная доля запаздывающих нейтронов и постоянная распада их предшественников (в одногрупповом приближении) соответственно; $\theta = T - T_0$ – отклонение температуры от начального (перед возмущением реактивности при начальной мощности n_0) значения; T_0 ; C – обобщенная теплоемкость; A – положительная постоянная, имеющая смысл коэффициента теплопередачи.

Первое из уравнений системы (2) описывает нейтронную кинетику в приближении мгновенного скачка (см. [6]), два других – теплообмен и обратную связь.

После линеаризации может быть получено аналитическое решение системы уравнений, в соответствии с которым при начальных условиях $n(0)=n_0$, $\theta(0)=0$, $\rho(0)=\rho_0$ процесс саморегулирования, инициированный возмущением реактивности $\rho_0 \ll \beta$, представляет собой затухающие гармонические колебания.

Характер переходных процессов в изотермическом режиме при нестационарной концентрации ксенона показан на рис. 2. Такие режимы реализовывались после снижения мощности стационарно отравленного ксеноном реактора до уровня, необходимого для поддержания заданной температуры при осущенных по воде второго контура парогенераторах. Переходный процесс, вызванный перемещением стержней регулирования (интервал «ab» рис. 2), в данном случае «накладывается» на переходный ксеноновый процесс, вследствие которого температура изменяется практически линейно вне интервала «ab» (рис. 2).

Обусловленное изменением концентрации ксенона изменение реактивности можно рассматривать как внешнее возмущающее воздействие. При этом на интер-

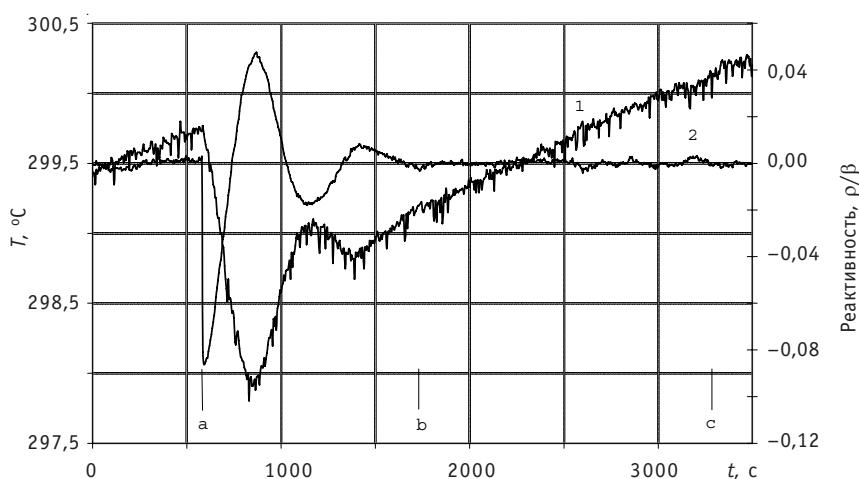


Рис. 2. Изменение параметров в пределах интервала режима разотравления: 1 – температура; 2 – реактивность

валах времени длительностью 10–20 мин это воздействие можно считать линейной функцией времени, т.к. периоды полураспада ^{135}I и ^{135}Xe составляют несколько часов.

В сравнении с режимами разогрева, изменение концентрации ксенона является единственной существенной особенностью изотермического режима разотравления. Поэтому математическая модель переходных процессов, инициируемых перемещением стержней регулирования, в режиме разотравления отличается от модели (2) только последним уравнением, которое принимает вид:

$$\frac{d\rho}{dt} = \alpha_T \frac{d\theta}{dt} + \delta, \quad (3)$$

где δ – скорость отравления, которую на интервалах длительностью 10–20 мин можно считать постоянной величиной.

Приближенное аналитическое решение системы уравнений, состоящей из двух первых уравнений системы (2) и уравнения (6), отличается от (3) наличием линейного по времени слагаемого. Асимптотическое ($t \rightarrow \infty$) значение реактивности отлично от нуля $\left(\rho_\infty = -\frac{A\beta}{\alpha_T n_0 \lambda} \delta \right)$ [7]. В соответствии с решением, после затухания гармонических колебаний температура изменяется линейно со скоростью $(dT/dt)_{\text{xe}} = \delta/\alpha_T$.

В течение изотермического режима разотравления температура активной зоны поддерживалась в пределах $\pm 3^\circ\text{C}$ от заданной. Режим в целом можно считать состоящим из последовательности интервалов, подобных представленному на рис. 2. При отклонении температуры от заданного значения на величину ΔT , перемещением стержней реактор выводился из начального, близкого к критическому ($\rho_\infty << \beta$), состояния с целью приведения температуры к заданному значению. После перемещения стержней следовал процесс саморегулирования, в течение которого температура сначала приближалась к заданной, затем компенсировала эффект отравления, вновь отклонялась, что требовало очередного перемещения стержней.

Любому моменту режима разотравления может быть сопоставлено значение $(dT/dt)_{\text{xe}} = \delta/\alpha_T$. При постоянной реактивности ρ_∞ (участок «bc» рис. 2) величина $(dT/dt)_{\text{xe}}^{\text{изм}}$ может быть вычислена по зарегистрированной температуре. На рис. 3 представлены такие данные для одного из переходных ксеноновых процессов. Апроксимируя полученные данные, можно определить величину $(dT/dt)_{\text{xe}}$ на интервалах изменяющейся реактивности (участок «ab» рис. 2). Представляя на ин-

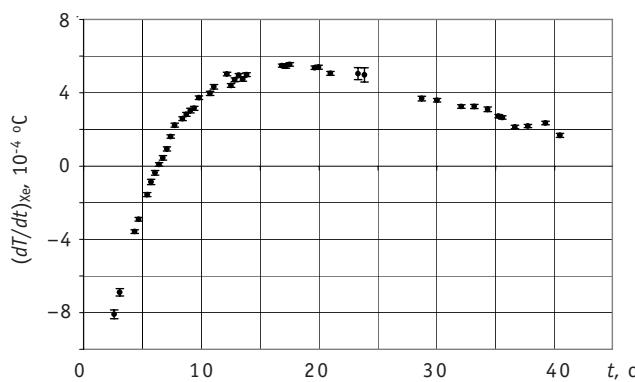


Рис. 3. Величина $(dT/dt)_{\text{xe}}$ в процессе разотравления реактора

тервалах изменяющейся реактивности скорость отравления δ произведением $\alpha_T (dT/dt)_{X_e}$, из (3) получим

$$\alpha_T = \frac{d\rho/dt}{dT/dt + (dT/dt)_{X_e}}. \quad (4)$$

Соотношение (4) представляет динамический метод измерения температурного коэффициента реактивности в условиях нестационарной концентрации ксенона. В данном случае, кроме одновременных измерений реактивности и температуры, необходимо дополнительно проводить специальные измерения температуры на интервалах переходного ксенонового процесса, что позволяет определить поправку $(dT/dt)_{X_e}$.

Значимость поправки подтверждается результатами измерений. В табл. 1 и 2 приведены скорости изменения средней температуры dT/dt , определенные в течение переходных ксеноновых процессов с целью получения значений температурного коэффициента реактивности и соответствующие им поправки $(dT/dt)_{X_e}$. Приведены максимальные по абсолютной величине скорости изменения температуры dT/dt , соответствующие моментам первого прохождения реактивностью значений $\rho=0$ в колебательном процессе, вызванном перемещением стержней. Как следует из табл. 1, скорость dT/dt существенно зависит от величины внесенного стержнями возмущения реактивности, которое не должно быть по модулю больше 10–15 центров для выполнения условия $\rho < \beta$. Другими параметрами, от которых зависит величина производных в знаменателе соотношения (4), являются температурный

Таблица 1

**Скорости изменения температуры
и величины поправок при измерениях в
режиме разотравления
(заданная температура номинальная;
уровень мощности до перехода
в изотермическое состояние – 25%
номинальной)**

$t, \text{ч}$	$\Delta\rho, \rho/\beta$	$dT/dt, 10^{-3} \text{C/c}$	$(dT/dt)_{X_e}, 10^{-3} \text{C/c}$	$ dT/dt/(dT/dt)_{X_e} $
2.69	0.04	4.09	-0.81	0.20
3.22	0.05	5.86	-0.63	0.11
3.73	0.05	6.65	-0.50	0.08
10.05	0.13	-13.06	0.37	0.03
14.43	0.05	-5.54	0.52	0.09
16.21	0.05	-5.97	0.54	0.09
17.82	0.10	-10.37	0.53	0.05
18.98	0.07	-8.05	0.53	0.07
21.93	0.06	-6.71	0.50	0.08
23.42	0.07	-7.15	0.49	0.07
25.87	0.07	-7.94	0.45	0.06
27.43	0.04	-3.65	0.43	0.12
28.96	0.10	-10.32	0.40	0.04
30.24	0.08	-8.30	0.38	0.05
35.87	0.08	-7.95	0.25	0.03
38.69	0.06	-5.87	0.20	0.04
41.17	0.05	-5.55	0.20	0.04

Примечания: t – время от начала переходного ксенонового процесса; $\Delta\rho$ – величина возмущения реактивности, вносимого перемещением стержней регулирования.

Таблица 2

**Скорости изменения температуры
и величины поправок при измерениях
в режиме разотравления
(заданная температура номинальная;
уровень мощности до перехода
в изотермическое состояние –
80% номинальной)**

$t, \text{ч}$	$\Delta\rho, \rho/\beta$	$dT/dt, 10^{-3} \text{ }^{\circ}\text{C}/\text{с}$	$(dT/dt)_{xe}, 10^{-3} \text{ }^{\circ}\text{C}/\text{с}$	$ dT/dt / (dT/dt)_{xe} $
4.71	0.04	3.10	-1.93	0.62
5.21	0.04	2.94	-1.55	0.53
9.81	0.05	-6.10	0.31	0.05
10.78	0.10	-8.81	0.47	0.05
12.87	0.13	-13.55	0.77	0.06
16.36	0.11	-8.98	1.18	0.13
17.45	0.12	-11.47	1.27	0.11
18.86	0.11	-10.38	1.36	0.13
20.77	0.08	-6.42	1.42	0.22
23.98	0.06	-5.31	1.40	0.26
25.87	0.05	-4.92	1.33	0.27
27.21	0.07	-7.08	1.25	0.18
29.19	0.05	-4.88	1.12	0.23
32.89	0.10	-9.58	0.84	0.09
34.37	0.09	-9.04	0.73	0.08
36.69	0.08	-8.32	0.59	0.07
40.23	0.07	-8.05	0.43	0.05
42.15	0.08	-8.19	0.38	0.05
44.81	0.06	-5.85	0.33	0.06
46.32	0.05	-5.46	0.29	0.05

Примечания: t – время от начала переходного ксенонового процесса; $\Delta\rho$ – величина возмущения реактивности, вносимого перемещением стержней регулирования.

коэффициент реактивности α_T и δ – скорость отравления. С увеличением абсолютной величины отрицательного температурного коэффициента увеличивается скорость изменения температуры в динамическом режиме dT/dt и уменьшается скорость изменения температуры $(dT/dt)_{xe}$ на участках «динамического баланса». При увеличении скорости отравления величина $(dT/dt)_{xe}$ возрастает, что, в частности, можно видеть из данных, приведенных в табл. 1 и 2.

Представленные данные показывают, что пренебрежение влиянием нестационарного отравления приводит к погрешности результата измерений, относительная величина этой погрешности оценивается как минимум в 2–4%.

Таким образом, изменение отравления ксеноном в процессе измерения температурного коэффициента реактивности динамическим методом может оказать существенное влияние на результат. Для исключения этого влияния необходимы дополнительные измерения скорости изменения температуры и введения поправки в соответствии с выражением (4).

Литература

1. Аборина И.Н. Физические исследования реакторов ВВЭР.– М.: Атомиздат, 1978.
2. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Экспериментальные методы физики реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1984.
3. Herr J.D. and Thomas J.R., Noise Jr. Analysis Method for Monitoring the Moderator Temperature Coefficient of Pressurized Water Reactors: II. Experimental//Nucl. Sci. Eng.– 1991. – 108, 341.

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

4. Зимаков В.Н., Витин С.П., Ефимов В.А. Обзор экспериментальной базы для верификации интегрированных программных комплексов и анализ полноты использования полученных данных//ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов. – 1999. – Вып. 2. – С. 103-119.
5. Владимиров В.И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов (3-е изд.). – М.: Атомиздат, 1983.
6. Хетрик Д. Динамика ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1975.
7. Виногоров Н.А., Жуковский Д.Н. О методе определения физических характеристик ядерного реактора при медленном возмущении реактивности//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1999. – № 2. – С. 66-70.

Поступила в редакцию 21.08.2006

ЭКСПЕРИМЕНТЫ В ПОДДЕРЖКУ РАЗМЕЩЕНИЯ МОХ-ТОПЛИВА В РЕАКТОРЫ ВВЭР

А.Л. Кочетков, И.П. Матвеенко, Е.В. Рожихин, А.М. Цибуля
ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



В соответствии с национальной программой, избыточный плутоний в виде реакторного топлива (МОХ) планируется к применению на действующих российских реакторах БН и ВВЭР. Программа нейтронных экспериментов, необходимых для лицензирования зон реакторов ВВЭР-1000 с МОХ-топливом, сертификации расчетных кодов и приобретения национального опыта проводилась на стенде БФС-1 (ГНЦ РФ-ФЭИ, г. Обнинск). В работе представлены результаты этих экспериментов и их анализ.

ВВЕДЕНИЕ

После принятия программы размещения смешанного уран-плутониевого оксидного (МОХ) топлива в реакторы ВВЭР в начале 90-х годов, которая является частью общенациональной программы утилизации плутония, Курчатовским институтом (г. Москва) и ГНЦ РФ-ФЭИ был согласован план экспериментов в поддержку ее реализации. В этой программе отмечается отсутствие национального опыта, необходимого для лицензирования размещения заметных количеств (более трети загрузки) МОХ-топлива в действующие реакторы ВВЭР и для проверки расчетных данных. В согласованной программе экспериментов подчеркивается, что специалисты Курчатовского института обладают значительным опытом работ и необходимой экспериментальной базой в области исследований реакторов ВВЭР с традиционным урановым топливом, однако их стенды, так же, как и многие другие стенды в твэльной геометрии в России, не имеют ни опыта, ни лицензии на работы со значительными количествами плутониевого топлива. Такую лицензию имеют стенды БФС [1] в ФЭИ, однако эти стенды и использующиеся на них методики, были ориентированы на реакторы с быстрым спектром нейtronов, и до недавнего времени не имели опыта и лицензии на работы с водой. Представлялось, что проще получить лицензию для стендов БФС на работы с водой, чем лицензию на работы с плутонием в Москве, на стенах Курчатовского института. Таким образом, эксперименты в поддержку размещения МОХ-топлива в реакторы ВВЭР было решено проводить на стенах ФЭИ. Для проведения работ, Курчатовский институт передал в ФЭИ 1000 традиционных урановых твэл типа ВВЭР, а в НИИАРе (г. Димитровград) были изготовлены и доставлены в хранилище стендов БФС 150 МОХ-твэл. Работы в ФЭИ начались в 1999 г. на стенах МАТР [2–4] и РФ-ГС [3, 4], где проводилась программа отладки экспериментальных и расчетных методик. Определяющая экспериментальная программа осуществлялась затем на установке БФС-1. Для экспериментов был изготовлен специальный бак для размещения твэлов типа ВВЭР

© А.Л. Кочетков, И.П. Матвеенко, Е.В. Рожихин, А.М. Цибуля, 2007

с водой на стенде БФС-1. Основной целью проводимых исследований по заказу научного руководителя (Курчатовский институт) являлось изучение радиальных распределений полей энерговыделений методом гамма-сканирования облученных твэл, в особенности в районах стыка зон с урановым и MOX-топливом. Результаты проведенных измерений на серии критических сборок БФС-93 и их предварительный анализ представлены в настоящей статье.

Кроме гамма-сканирования облученных твэл, экспериментальная программа на серии БФС-93 включала измерения спектральных индексов различными методами для оценки надежности расчетного предсказания спектра нейтронов, и измерений эффектов реактивности поглотителей, для оценки влияния MOX-топлива на эффективность органов регулирования.

ОПИСАНИЕ КРИТИЧЕСКИХ СОСТОЯНИЙ

Состав критических конфигураций серии БФС-93 приводится в табл. 1.

Традиционная геометрия стендов БФС (трубы, блочки с диаметром около 5 см) позволяет легко моделировать разнообразные варианты зон, прежде всего, быстрых реакторов, однако имеется опыт изучения реакторов и с утепленным спектром нейтронов (с использованием блоков полиэтилена [5]). Для проведения настоящих исследований был изготовлен специальный алюминиевый бак (см. рис. 1), заполняемый водой или раствором борной кислоты, с традиционным шагом решетки ВВЭР 12.7 мм, в котором размещались либо стандартные урановые, которые уже применялись в экспериментах ранее [6, 7], или урановые и MOX-твэлы, изготовленные специально для этой программы и применяющиеся впервые, все диаметром 9.15 мм.

Бак размещался в центр стенда и окружался подобранным драйвером из труб и блочков БФС обогащенного и обедненного диоксида урана и полиэтилена в традиционной геометрии стендса (шаг установки труб 51 мм).

Обогащение элементов: 4.4% для стандартных твэл ВВЭР, 4.4% (все делящиеся ко всем тяжелым ядрам) для MOX-твэл, изготовленных в НИИАР по вибротехнологии и 4.0% обогащение для урановой ячейки труб драйвера БФС.

В конфигурациях с водой использовались стальные имитаторы, которые размещались в баке на границе, чтобы сделать драйвер более эффективным, т.к. стержни регулирования стендса располагались в нем. В конфигурациях с борной кислотой они не требовались, и на их месте располагались урановые твэлы. Основной отражатель (боковой экран-1) состоял из алюминиевых труб БФС, заполненных полиэтиленом. На внешней границе сборки за БЭ-1 располагалось некоторое количество

Таблица 1

Критические состояния серии БФС-93

БФС-93-		-1	-2	-3	-4	-5	-6
Al Бак	УОХ-твэлы (шт)	397	276	463	336	463	336
	МОХ-твэлы (шт)	-	127	-	127	-	127
	SS-имитаторы (шт)	66	60	-	-	-	-
Стальные трубы драйвера (шт)	167	161	140	135	81	89	
Al трубы драйвера (шт)	-	-	-	-	47	39	
Боковой экран-1 (Al оболочка), шт	363	364	363	363	360	360	
Боковой экран-2 (оболочка SS), шт	398	369	267	267	264	264	
H_2BO_3 концентрация, г/л	0	0	4	4	7	7	
$K_{\text{эфф}}$, эксперимент ± 0.0005 (?)	1.0006	1.0000	1.0012	1.0011	1.0008	1.0010	
$K_{\text{эфф}}$, расчет (MNCP, 1σ)	0.9996	1.0009	1.0016	1.0019	1.0012	1.0013	

ство труб БЭ-2 – стандартного отражателя стенда, наполненного блоками обедненной двуокиси урана.

ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ МЕТОДОВ И РЕЗУЛЬТАТЫ

Использовались несколько экспериментальных методов, разработанных на стендах БФС применительно к быстрым спектрам нейтронов, большинство из которых впервые применялись к тепловому спектру нейтронов.

Измерения распределений энерговыделений (гамма-сканирование)

Гамма-сканирование облученных твэлов проводилось с использованием детектора NaJ (для высотных распределений) и особо чистого Ge (для радиальных). Исследования распределений энерговыделений по радиусу и высоте критических сборок проводились по регистрации кумулятивного выхода осколков ^{140}La с энергией 1596 кэВ, образованных как результат бета-распада делящихся частей ядер ^{140}Ba спустя неделю после облучения.

Для измерений были подобраны топливные твэлы с максимальным разбросом не более 0.5% по весу. Окружающие топливные твэлы были с теми же самыми весовыми характеристиками. Измерение гамма-активности топливных стержней проводилось в четырех разных позициях (одна позиция отличалась от другой поворотом топливного стержня на 90°) для аксиальных и радиальных измерений. Для измерений главным образом использовался коллиматор с щелью 3 см, а коллиматор с щелью 1 см – для измерений участков с большим градиентом (рис. 2). Абсолютная статистическая погрешность для каждого отдельного измерения была не более 0.5 % для NaJ и 0.3 % для Ge-детектора.

Кроме аксиальных и радиальных распределений для всех конфигураций измерялись радиальные распределения в присутствии циркониевой трубы в центре (экспериментальный сухой канал) и с поглощающим Gd-стержнем на половине радиуса бака (рис.3).

Измерения малогабаритными камерами деления (МКД)

Для экспериментального определения скоростей деления по объему критических сборок БФС и отношений средних сечений деления нуклидов урана-235, урана-238, плутония-239 и других актинидов используются малогабаритные, цилиндрические, ионизационные камеры деления [8]. Единственной возможностью провести измерения в цен-

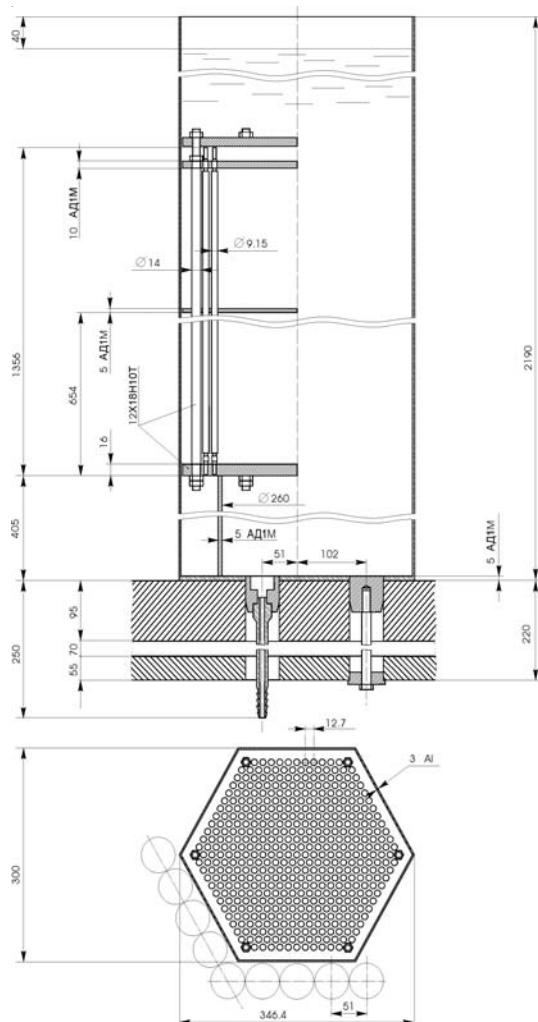


Рис.1. Алюминиевый бак для центральной вставки

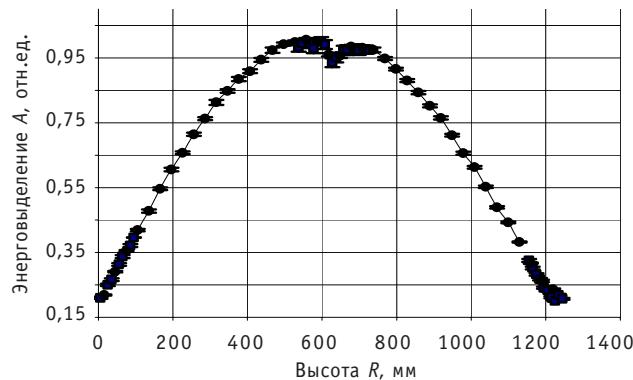


Рис. 2. Аксиальное поле на БФС-93-1, измеренное со щелью коллиматора 3 (○) и 1 (■) см

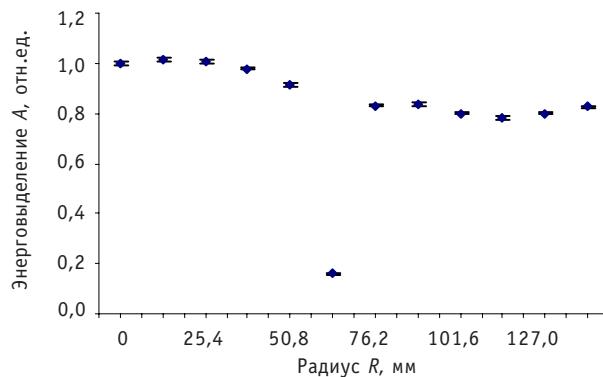


Рис. 3. Радиальное поле, измеренное на БФС-93-1 с Gd-стержнем

тральной вставке с водой было помещение этих камер в пустую циркониевую трубку, находящуюся в алюминиевом баке вместо твэла. Поэтому высотные распределения скоростей делений Pu-239, U-235 и спектральные индексы (F_{238}/F_{235} , F_{239}/F_{235}), а также оценка влияния стальных стенок камеры и кадмиеvoе отношение измерялись в центральной пустой циркониевой трубке (аналогичной оболочке твэла). Малая величина нейтронного потока в районе бокового экрана, где находятся штатные детекторы нейтронов, используемые в методике малогабаритных камер деления в качестве монитора мощности, очень малый поток нейтронов в тепловой колонне (отношение счета в центре сборки к счету в тепловой колонне для камеры со слоем U-235 составляло >700), большие возмущения теплового потока в центральной части сборки при помещении в нее камер деления, изготовленных из нержавеющей стали, привело к увеличению методических экспериментальных погрешностей в 1.5 раза. Абсолютные погрешности высотных распределений

Таблица 2

Измеренные отношения скоростей реакции на серии сборок БФС-93

БФС-93-		1	2	3	4	5	6
F_{238}/F_{235}		0.00170 ± 0.00005	0.00302 ± 0.00009	0.00186 ± 0.00005	0.00282 ± 0.00009	0.00178 ± 0.00005	0.00300 ± 0.00008
F_{239}/F_{235}	МКД	1.930 ± 0.035	1.960 ± 0.035	2.050 ± 0.035	1.962 ± 0.03	2.001 ± 0.03	1.990 ± 0.03
	Фольги	2.00 ± 0.09	-	2.13 ± 0.10	-	2.20 ± 0.12	-
	Трэковые	1.92 ± 0.08	1.85 ± 0.07	2.02 ± 0.07	2.00 ± 0.07	2.08 ± 0.07	2.04 ± 0.07

лений скоростей реакций деления достигали $\pm 3\%$. Данные по спектральным индексам приведены в табл. 2. Для камеры деления со слоем ^{239}Pu , у которой общая толщина электродов 0.7 мм, стеночный эффект составлял $4.3 \pm 0.3\%$. Кадмиеvoе отношение вместе со стеночным эффектом для камеры деления со слоем ^{239}Pu получилось $10,62 \pm 0,09$. Результаты высотных распределений скоростей реакций делений, полученные малогабаритными камерами, очень хорошо согласуются с результатами по гамма-сканированию (см. рис. 4).

Активационные методы

Отношение захвата в ^{197}Au к делению в ^{235}U измерялось при помощи активационной методики и камеры деления. Использовались индикаторы различной толщины с последующей экстраполяцией величин активностей индикаторов для определения самоэкраннровки сечения захвата золота в активной зоне. Индикаторы размещались в центральной пустой циркониевой трубе. Облучение проводилось одновременно в активной зоне и тепловой колонне. Кадмиеvый эффект оценивался при помощи кадмиевой фольги толщиной 0.5 мм. Измерения активности Au проводились на NaJ. Отношение скорости деления ^{235}U в зоне и в тепловой колонне, необходимое для окончательного результата, измерялось малогабаритной камерой. Относительная погрешность измерений была не хуже 3.7%.

Отношения захвата в ^{238}U к делению в ^{235}U (C238/F235) и деления в ^{239}Pu к делению на ^{235}U (F239/F235) измерялись при помощи активации фольг. В этом случае фольги размещались в центральном разборном твэле между таблетками топлива. Этот метод использовался только для сборок без MOX-топлива (имелся в наличии только урановый разборный твэл). Продуктом реакции захвата нейтронов в ^{238}U являлся ^{239}Np ($E_\gamma \sim 278$ кэВ), а в качестве продукта реакции деления ^{235}U выбирался ^{135}Ce ($E_\gamma \sim 293$ кэВ). Для определения относительной эффективности регистрации этих γ -линий проводится калибровка индикаторов в тепловой колонне. Относительная погрешность измерений не превышала 3.2%. Фольги, содержащие алюминий в сплаве с ураном и плутонием, использовались для измерения индекса F239/F235. Также применялась калибровка индикаторов в тепловой колонне. Относительная погрешность измерений составила около 5.0% (см. табл. 2).

Отношение сечения деления ^{239}Pu к ^{235}U измерялось также методом трековых детекторов. Слои мишеней были изготовлены из изотопов высокой степени обогащения по основному изотопу ($^{235}\text{U} - 99.99$ wt%, $^{239}\text{Pu} - 99.76$ wt%) методом напыления в вакууме и прокалиброваны. Точность калибровки мишеней с $^{239}\text{Pu} - 1.5\%$, с $^{235}\text{U} - 2\%$. Для облучения мишины со слоями делящихся изотопов и диски из стекла закладывались в алюминиевые контейнеры. Контейнеры помещались в центре (по радиусу и высоте) активной зоны в полости циркониевой трубы. Одновременно облучалось шесть контейнеров (по три каждого изотопа). После облучения диски из стекла протравливались и обсчитывались на микроскопе. Относительная погрешность измерений была не хуже 4.2%. Результаты согласуются с результатами, полученными МКД в пределах заявленных погрешностей (см. табл. 2).

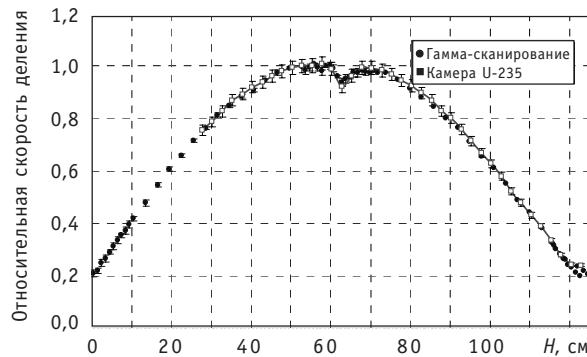


Рис.4. Сравнение аксиальных распределений, полученных методом гамма-сканирования и малогабаритными камерами деления на БФС-93-1

Измерения эффективности поглотителей

Измерения эффективностей топливных стержней с гадолинием (твэгов), которые считаются перспективными выгорающими поглотителями в будущих проектах реакторов ВВЭР с МОХ-топливом, проводились в центре водяного бака критических сборок БФС-93. Конструктивно экспериментальный элемент собирался из двух твэгов длиной по 655 мм, предназначенных для экспериментов на стенде МАТР, соединенных в центре. В состав твэгов входит Gd_2O_3 и UO_2 (3.6% обогащения). В эксперименте измерялась разница между реактивностью критсборки со штатным центральным твэлом и реактивностью критсборки с экспериментальным гадолиниевым твэгом, поставленным вместо штатного. Подkritическое состояние сборки оценивалось в дополнительном эксперименте методом сброса стержня. Погрешность измерений не превышала 4% (см. табл. 3). Как можно заметить из табл. 3, эффективность макета падает по мере увеличения концентрации борной кислоты и при добавке плутония в зону.

Таблица 3

Результаты измерений эффективности твэга на серии БФС-93

БФС-93-	1	2	3	4	5	6
Эффект, $\beta_{\text{эфф}}$	-0.66 ± 0.02	-0.48 ± 0.015	-0.53 ± 0.02	-0.40 ± 0.01	-0.40 ± 0.01	-0.32 ± 0.01

Измерения центральных коэффициентов реактивностей (ЦКР) малых образцов

Измерение реактивности малых образцов основано на периодическом возмущении критической сборки внесением этих образцов. Образец представляет собой стальной контейнер, содержащий внутри исследуемый материал. Контейнер прикрепляется к стальной штанге, которая служит для перемещения образца вверх и вниз по активной зоне при помощи автоматического манипулятора. Для серии БФС-93 эти перемещения проводились в пустой циркониевой трубке, находящейся в центральном канале активной зоны критических сборок. Осцилляции образцов по высоте выполнялись между верхней границей водного экрана и центром активной зоны. Эффект реактивности определялся как разность значений реактивности сборки с образцами и без них. Для того, чтобы учесть фоновые возмущения реактивности из-за внесения стали контейнеров и штанг, проводились эксперименты с осцилляцией штанг с пустыми контейнерами и без них. Для измерений на серии БФС-93 использовались образцы обогащенного бора и урана (последний в качестве реперного). Параметры используемых образцов приводятся в табл. 4.

В табл. 5 показаны результаты измерений коэффициентов реактивностей на критических сборках БФС-93-2–БФС-93-6. На критической сборке БФС-93-1 таких измерений не проводилось. Приведенные в табл. 5 величины представляют собой отношения образцов поглотителя к стандартному образцу из урана-235 (R_i/R_5), не экстраполированные на нулевую толщину образца. Кроме уменьшения поглощающего эффекта образца в зависимости от концентрации бора (то же, что в табл. 3), отметим заметную самоэкранировку в тяжелых образцах.

РЕЗУЛЬТАТЫ АНАЛИЗА

Расчеты $k_{\text{эфф}}$, полей энерговыделений, отношений скоростей реакций проводились при помощи программы MCNP4A [9], с 299-групповым набором данных БНАБ-93 [10].

Таблица 4

Параметры используемых образцов

Образец	Длина, мм	Диаметр (без оболочки), мм	Масса сердечника, г	Изотопный состав, (%)
U-235	130	6.0×0.22*	8.11	U-235 – 88.6 U-238 – 11.4
B-10 (1 образец)	130	1.0	0.115	B-10 - 82.4 B-11 - 17.6
B-10 (1 образец)	130	1.0	0.523	B-10 - 82.4 B-11 - 17.6
B-10 (1 образец)	130	1.0	1.359	B-10 - 82.4 B-11 - 17.6

* – прямоугольное сечение.

Таблица 5

Результаты измерений отношений ЦКР

Масса, г	Номер критсборки БФС					
	93-2	93-3	93-4	93-5	93-6	
R_{B-10}/R_{U-235} $Nl=0$, Изотоп/моль	0.115	-8.0936 ±0.0025	-4.3468 ±0.0020	-5.6659 ±0.0050	-3.5049 ±0.0020	-4.8660 ±0.0030
	0.523	-2.3566 ±0.0010	-2.3876 ±0.0004	-3.1410 ±0.0010	-1.9118 ±0.0007	-2.7065 ±0.0009
	1.359	-1.8879 ±0.0150	-1.3008 ±0.0003	-2.2027 ±0.0003	-1.2946 ±0.0004	-1.9380 ±0.0003

Результаты расчета $k_{\text{эфф}}$ вполне удовлетворительные и приводятся в табл. 1.

В случае анализа полей энерговыделений, для вариантов критических сборок с MOX-топливом, измеренная скорость счета ^{140}La каждого твэла должна преобразовываться в скорость делений с учетом выхода ^{140}Ba из каждого делящегося изотопа урана и плутония. При этом используются расчетные данные соотношения количества делений на плутонии и уране в обеих под зонах и табличные данные отношений выходов ^{140}Ba при делении на уране и плутонии. На предварительной стадии работ, на стенде РФ-ГС [3], для таких преобразований использовались константы БНАБ. Расхождения в рассчитанных (разные программы) и измеренных нормированных полях энерговыделений достигали 11% (см. рис.5). Какая зона (урановая или плутониевая) ответственна за расхождения – вопрос нормировки. Скорее всего – плутониевая, т.к. в чисто урановой зоне эти расхождения не превышали 4% [3]. При обработке результатов измерений на серии БФС-93 с MOX-твэлами (сборки БФС-93-2, -4, -6), использовались данные по кумулятивным выходам ^{140}Ba , переданные французскими специалистами из Кадараша (константы ENDFB-VI, JEF2.2, JENDL3.2). Результаты представлены на рис. 6–8.

В процессе анализа было получено, что применение различных версий констант выходов осколков ^{140}Ba , переданных из Кадараша для получения энерговыделений в MOX-зонах, не влияет на результат (см. рис. 9). При этом в версии констант БНАБ была обнаружена ошибка, исправление которой позволило уменьшить расхождения в радиальных полях энерговыделений между расчетом и экспериментом как для РФ-ГС, так и для БФС-93 на 3–4%. Максимальное расхождение на БФС-93 с MOX-твэлами составило 7% (см. рис. 6–8).

На урановых зонах серии БФС-93 результаты расчета радиальных распределений энерговыделений согласуются с измеренными величинами в пределах экспериментальных погрешностей (см. рис.10). В аксиальном направлении для чисто урановых и в

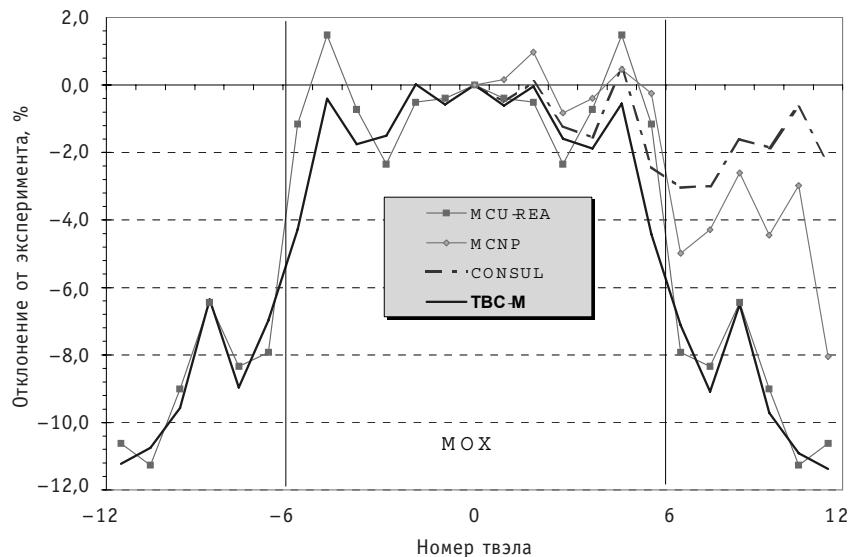


Рис.5. Отклонение расчетного радиального распределения скорости деления от экспериментального для сборки РФ-ГС с центральной вставкой из 150 MOX-твэлов

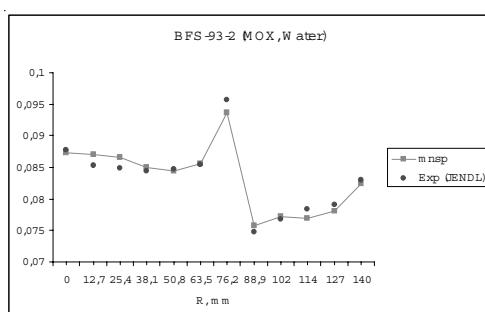


Рис.6. Сравнение Р/Э полей на БФС-93-2

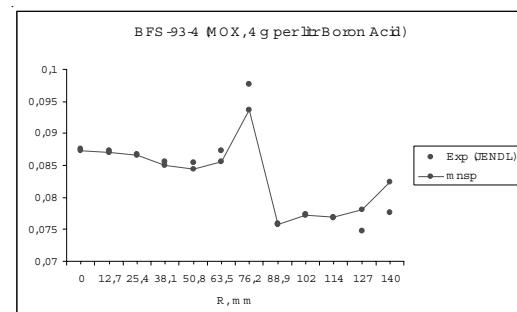


Рис.7. Сравнение Р/Э полей на БФС-93-4

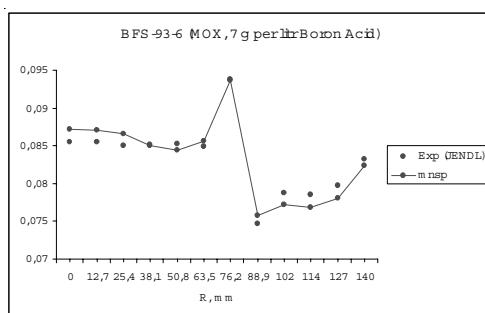


Рис.8. Сравнение Р/Э полей на БФС-93-2

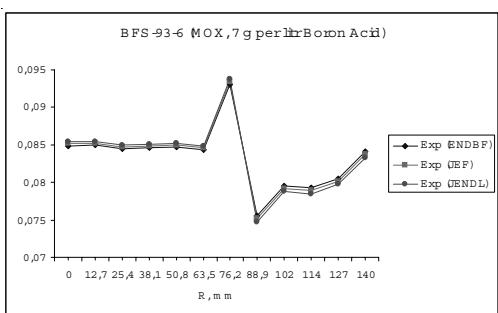


Рис. 9. Сравнение экспериментов на БФС-93-6

зонах с MOX-твэлами расчет тоже согласуется с экспериментом в пределах экспериментальных погрешностей, кроме области центральной плоскости, где располагается алюминиевая дистанционирующая решетка и расхождения достигают 6% (см. рис.11). Расчетный анализ других экспериментов серии БФС-93 еще не завершен.

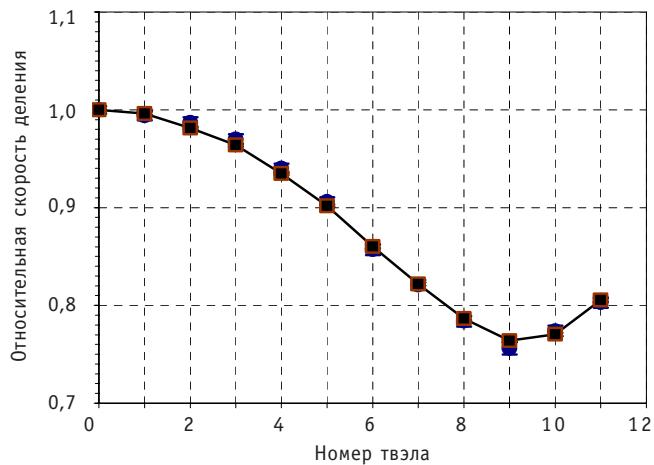


Рис.10. Сравнение экспериментального и расчетного радиального поля энерговыделения на БФС-93-1:
● – эксперимент; ■ – MCNP

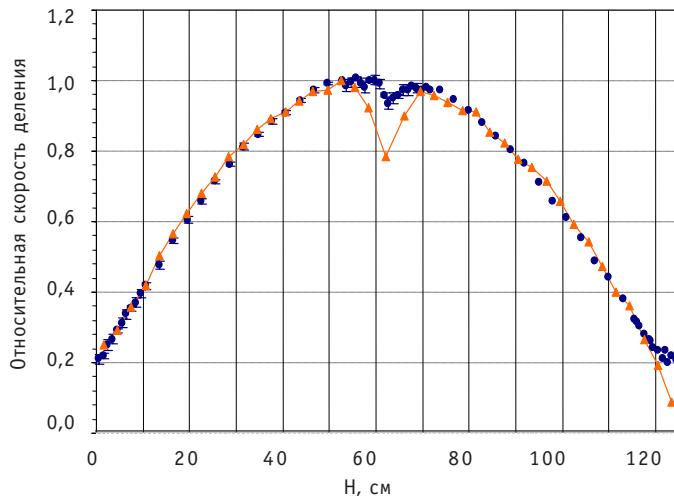


Рис.11. Сравнение экспериментального и расчетного аксиального поля энерговыделения на БФС-93-1:
● – эксперимент; ▲ – MCNP

ВЫВОДЫ

Впервые в России проведены критические эксперименты по исследованиям физики зоны реакторов ВВЭР с МOX-топливом.

Для исследований использованы стенды и методики, ранее использовавшиеся для исследований физики зон реакторов на быстрых нейтронах.

Исследованы шесть нетрадиционных для стендов БФС конфигураций критической сборки БФС-93 с твэлами в баке, заполненном водой или раствором борной кислоты, моделирующие особенности ВВЭР с МOX-топливом.

Экспериментальная программа состояла из измерений полей энерговыделений методом гамма-сканирования, спектральных индексов различным методами, эффективностей поглотителей и реактивностей малых образцов.

Проведенный анализ показал, что различия между расчетными и экспериментальными величинами радиальных распределений энерговыделений в зонах с МOX- и UOX-топливом могут достигать 7%. Планируется дальнейший расчетный анализ проведенных экспериментов.

Результаты экспериментов использовались при лицензировании зоны реактора ВВЭР Балаковской АЭС с МОХ-топливом.

Авторы выражают благодарность представителям научного руководителя (Курчатовский институт, г. Москва) проблемы утилизации оружейного плутония в реакторах ВВЭР – И.К. Левиной, П.Н. Алексееву, А.П. Лазаренко за поддержку работы и вклад в нее; иностранным коллегам проекта МНТЦ 371 – Пьеру Донту (SCK/CEN, Бельгия), Джованни Бруно (Фраматом, Франция), Сервэ Пилату (Belgonucleaire, Бельгия), Стефану Каталау (Кадараш, Франция); сменному персоналу стендов БФС и РФГС, экспериментаторам лаборатории №68 ФЭИ – В.А. Дулину, Н.А. Колоскову, Е.Н. Кузину, В.М. Литяеву без которых данная работа не состоялась бы.

Литература

1. Казанский Ю.А. и др. Методы изучения реакторных характеристик на критических сборках БФС. – М.: Атомиздат, 1977
2. Tsiboulia A., Rozhikhin Ye., Lependin V. LEU-COMP-THERM-026: Water-Moderated U(4.92%)O₂ Fuel Rods in 1.29, 1.09 and 1.01 cm Pitch Hexagonal Lattices at Different Temperatures. NEA/NSC/DOC/(95)03/IV. – V. 4.
3. Отработка расчетно-экспериментальных методик для изучения НФХлегководных зон с МОХ-топливом. Ч. 1. Экспериментальные методики/Препринт ФЭИ-2934, 2002.
4. Отработка расчетно-экспериментальных методик для изучения НФХлегководных зон с МОХ-топливом. Ч. 2. Расчетные методики/Препринт ФЭИ-2935, 2002.
5. Результаты экспериментов на критических сборках БФС-57 и БФС-59/Препринт ФЭИ-2681, 1998.
6. Экспериментальные исследования по физике уран-водных решеток типа ВВЭР: Сборник трудов ВМК. – Т. 1. – Будапешт, 1984.
7. Szatmary Z. LEU-COMP-THERM-015: The VVER Experiments: Regular and Perturbed Hexagonal Lattices of Low-Enriched UO₂ Fuel Rods in Light Water. NEA/NSC/DOC/(95)03/IV. – V. 4.
8. Белов С.П. и др. Комплект малогабаритных ионизационных камер деления//ПТЭ. – 1990. – № 4. – С.240
9. Judith F. Briesmeister, Ed. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 4A, LANL report, LA-12625-M (1993).
10. Manturov G., Nikolaev M., Tsiboulia A. BNAB-93 Group Data Library. Part 1: Nuclear Data for Calculation of Neutron and Photon Radiation Fields. INDC(CCP)-409/L. International Atomic Energy Agency, 1997. – P. 65.

Поступила в редакцию 29.03.2006

СТАТИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ДАННЫХ ДЛЯ НЕЙТРОННОЙ БИБЛИОТЕКИ АКТИВАЦИОННЫХ ФАЙЛОВ «IEAF-2005»

Г.Б. Пильнов, А.В. Тихоненко

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



В рамках создания библиотеки нейтронных активационных данных IEAF-2005 (The Intermediate Energy Activation File) проведен статистический анализ экспериментальных и теоретических данных, полученных с использованием 8 моделей, описывающих ядро-ядерные взаимодействия. Приводятся результаты статистического анализа по выбору модели, наилучшим образом описывающей существующие в открытом доступе экспериментальные данные 2006 и 2007 гг., представленные в библиотеке EXFOR.

ВВЕДЕНИЕ

С развитием ядерной техники и топливных циклов, связанных с ней, на сегодняшний день одним из существенно прорабатываемых вопросов является трансмутация ядерных отходов, накапливаемых в электро- и термоядерных установках, под действием частиц высоких энергий. Для изучения поведения конструкционных материалов при их длительном облучении в установках с жестким нейтронным и протонным спектром, необходимы расчетные активационные данные в широком энергетическом диапазоне.

Кроме того, такие данные необходимы в ядерной астрофизике, для оценки скоростей производства тяжелых химических элементов в процессах нуклесинтеза, протекающих в звездах на различных стадиях их эволюции, развития моделей динамических процессов обмена веществом между звездами и межзвездной средой и между галактиками и межгалактической средой.

Большинство имеющихся в настоящий момент библиотек нейтронных активационных ядерных данных ограничены энергией 150 МэВ. Ввиду этого было принято решение о создании новой библиотеки IEAF-2005 (Intermediate Energy Activation File) [1], содержащей данные для энергий первичных нейтронов до 1 ГэВ.

IEAF-2005 (библиотека нейтронных ядерных данных, используемых для активационного анализа материалов нейтронами) является продолжением предыдущей версии библиотеки IEAF-2001 [2], которая содержит нейтронные активационные данные до 150 МэВ. IEAF-2005 включает в себя набор отдельных нейтронных файлов для 682 нуклидов. Каждый файл включает данные по сечениям нейтронных реакций с ядрами мишней от Z = 1 до Z = 84 в энергетическом диапазоне

от 150 МэВ до 1 ГэВ. Ниже приведено описание математических (статистических) подходов к обработке экспериментальных и теоретических (расчетных) данных и выбору наилучшей модели, описывающей экспериментальные сечения реакций взаимодействия нуклонов с ядрами мишней.

С целью выбора наилучшей модели были проанализированы сечения реакций взаимодействия протонов с ядрами мишней:

- представленные в открытом доступе в Интернет в библиотеке экспериментальных данных EXFOR [3];
- расчетные ядерные данные, полученные с использованием восьми расчетных моделей (j – номер модели): Bertini/ABLA ($j = 1$); Bertini/Dresner ($j = 2$); CEM2K ($j = 3$); INCL4/ABLA ($j = 4$); INCL4/Dresner ($j = 5$); ISABEL/ABLA ($j = 6$); ISABEL/Dresner ($j = 7$) и CASCADE ($j = 8$).

ПОДГОТОВКА ДАННЫХ ДЛЯ СРАВНИТЕЛЬНОГО АНАЛИЗА

Для проведения сравнительного анализа были выбраны из всех включенных в библиотеку EXFOR работ по активационным данным 3 999 экспериментальных значений сечений реакций взаимодействия протонов с ядрами $Z = 6–84$ для более 1 000 реакций ($p, x_{\text{турза}}$) в энергетическом диапазоне $E = 150–1000$ МэВ.

Наряду с независимыми выходами ядер были включены в рассмотрение реакции типа ($p, x_{\text{турза}}$), для которых были приведены:

- данные для образования остаточных ядер в основных состояниях, если метастабильное ядро переходит в основное состояние с вероятностью более 90%;
- данные для суммы выходов ядер в основном или метастабильном состоянии, а также в основном, первом и втором метастабильном состояниях.

Работа с Интернет-библиотекой EXFOR осуществлялась с использованием специально написанной на языке PHP программы. Она позволяла работать с форматом представления данных EXFOR, извлекать экспериментальные данные по сечениям взаимодействия из заданного списка работ и транспонировала их в единый файл формата EXCEL. Работы, содержащие экспериментальные данные и представленные в EXFOR, отбирались с использованием подходов отмеченных выше. Список задавался в виде гиперссылок. Выбранные экспериментальные данные (для примерно тысячи реакций) представлялись в EXCEL файле в виде последовательности:

$$EXP_l = \begin{pmatrix} E_{1l} & \sigma_{1l}^{\text{exp}} & \Delta\sigma_{1l}^{\text{exp}} \\ \dots & \dots & \dots \\ E_{il} & \sigma_{il}^{\text{exp}} & \Delta\sigma_{il}^{\text{exp}} \\ \dots & \dots & \dots \\ E_{Il} & \sigma_{Il}^{\text{exp}} & \Delta\sigma_{Il}^{\text{exp}} \end{pmatrix} \rightarrow \begin{pmatrix} X_{1l} & Y_{1l}^{\text{exp}} & \Delta Y_{1l}^{\text{exp}} \\ \dots & \dots & \dots \\ X_{il} & Y_{il}^{\text{exp}} & \Delta Y_{il}^{\text{exp}} \\ \dots & \dots & \dots \\ X_{Il} & Y_{Il}^{\text{exp}} & \Delta Y_{Il}^{\text{exp}} \end{pmatrix}, \quad (1)$$

где $l = 1, \dots, L$ – номер реакции, $i = 1, \dots, I$ – количество экспериментальных точек соответствующих ей, E_{il} – энергия (в МэВ) налетающего протона, σ_{il}^{exp} и $\Delta\sigma_{il}^{\text{exp}}$ – сечение (в мб) и погрешность сечения выхода остаточного ядра (второй блок в формуле (1) содержит обозначения для энергий и сечений, которые далее используются в программах обработки данных).

Значения EXP_l были ранжированы в порядке возрастания массового числа ядра-мишени с $A = 12–210$ и разбиты на 9 поддиапазонов, включающих в себя практически равное количество экспериментальных точек (кроме первого поддиапазона, см. табл. 1).

Таблица 1

Характеристики выбранных поддиапазонов

Поддиапазон	А ядра-мишени	Количество экспериментальных точек
I	$12 \leq A \leq 22$	179
II	$23 \leq A \leq 27$	408
III	$28 \leq A \leq 55$	422
IV	$56 \leq A \leq 59$	529
V	$60 \leq A \leq 89$	519
VI	$90 \leq A \leq 124$	432
VII	$125 \leq A \leq 181$	438
VIII	$182 \leq A \leq 201$	455
IX	$202 \leq A \leq 210$	617

В каждом поддиапазоне экспериментальным данным были сопоставлены данные, полученные с использованием программы CASCADE/INPE [4] и многоцелевой программы MCNPX [5].

Необходимо заметить, что, с одной стороны, исходные экспериментальные данные сильно различались как по их количеству для разных реакций, так и по степени их однородности внутри каждого диапазона, а с другой стороны, не все исходные расчетные данные покрывали соответствующие области экспериментальных данных. Поэтому первоначальная обработка экспериментальных данных и подготовка их для последующего анализа проводились на основе двух подходов: с использованием экспертных оценок и с помощью полиномиальной регрессии.

В рамках первого подхода в среде программы EXCEL выполнялся отбор данных (для которых возможен сравнительный анализ) с помощью фактора согласия

$$D_{il} = \left| \frac{\sigma_i^{calc} - \sigma_i^{exp}}{\sigma_i^{exp}} \right| = \left| \frac{(\gamma_0)_{1l} - (\gamma_0)_{il}}{(\gamma_0)_{1l}} \right|, \quad (2)$$

где σ_{il}^{exp} и σ_{il}^{calc} – экспериментальные и расчетные сечения для i -го экспериментального значения и реакции l .

В качестве оценочного значения фактора D были выбраны максимальные значения, равные 0.8 и 0.4. Для отбора данных по этим двум оценкам была написана программа на языке Fortran. Она позволила переработать единый EXCEL файл экспериментальных и соответствующих им расчетных данных в соответствии с выбранными оценочными значениями. В результате были подготовлены два набора данных и представлены в формате (2) в виде двух EXCEL файлов с 1624 экспериментальными измерениями и 191 реакциями для $D_1 \leq 0.4$ и 2124 экспериментальными измерениями и 249 реакциями для $D_2 \leq 0.8$. В результате этого отбора получался набор данных в виде 191 вектора Y_0 для D_1 и 249 векторов Y_0 для D_2 .

Подготовленные в рамках первого подхода данные импортировались из EXCEL в прикладной математический пакет MATHCAD, где проводилась дальнейшая их обработка и анализ.

В рамках второго подхода первоначальная обработка и последующий анализ данных (для обоих подходов) проводились с помощью комплекса программ в среде прикладного математического пакета MATHCAD. Экспериментальные данные обрабатывались методом полиномиальной регрессии с помощью прикладного математического пакета MATHCAD: для каждой реакции строились интерполяционные функции, определяющие функциональную зависимость сечения реакции от энер-

гии налетающего протона в виде

$$f_l(x) = \text{interp}(R_l, X_l, Y_{0l}, N_l, x), \quad (3)$$

и аппроксимирующие полиномы

$$F(x) = \sum_{k=3}^{N+3} R_k \cdot x^k, \quad (4)$$

где R_l – вектор-функция полиномиальной регрессии в MATHCAD:

$$R_l = \text{regress}(X_l, Y_{0l}, N_l), \quad (5)$$

X_l – вектор энергий, Y_{0l} – вектор экспериментальных данных, N_l – порядок полинома. С помощью полученных сглаживающих полиномов были подготовлены наборы данных в формате векторов Y_0 . В обоих подходах число компонент векторов Y_0 определяется числом компонент вектора энергий X .

В результате подготовленные в рамках двух подходов экспериментальные и модельные данные представлялись как три совокупности (для $D_1 \leq 0.4$, $D_2 \leq 0.8$ и метода регрессии) векторов в MATHCAD:

$$X = \begin{pmatrix} X_{1l} \\ \dots \\ X_{Il} \end{pmatrix}, Y_0 = \begin{pmatrix} (Y_0)_{1l} \\ \dots \\ (Y_0)_{Il} \end{pmatrix}, \Delta Y_0 = \begin{pmatrix} (\Delta Y_0)_{1l} \\ \dots \\ (\Delta Y_0)_{Il} \end{pmatrix}, Y_j = \begin{pmatrix} (Y_j)_{1l} \\ \dots \\ (Y_j)_{Il} \end{pmatrix}, \quad (6)$$

где X – вектор энергий, Y_0 и ΔY_0 – векторы экспериментальных данных с сечениями протонных реакций и их погрешностей соответственно, Y_j ($j = 1, 2, \dots, 8$) – восемь векторов расчетных сечений реакций, причем размерности векторов определялись количеством реакции l , рассматриваемых в рамках каждого из указанных подходов.

МЕТОД НАИМЕНЬШИХ КВАДРАТОВ И КОРРЕЛЯЦИОННЫЙ АНАЛИЗ

Сравнительный анализ подготовленных в рамках рассматриваемых подходов экспериментальных данных с расчетными данными проводился с помощью метода наименьших квадратов и корреляционного анализа по следующей схеме.

1. Вычислялись векторы:

а) $\mathbf{MMQ}^{(L)}_j$ – вектор обратных значений сумм квадратов разностей экспериментальных и теоретических данных для каждой реакции (максимальность каждой компоненты вектора \mathbf{MMQ}_j характеризует «наилучшее» согласие экспериментальных и расчетных данных):

$$\mathbf{MMQ}_j^{(L)} = \left(\sum_{i=1}^{i_{max}} (Y_{0i}^{(L)} - Y_{ji}^{(L)})^2 \right)^{-1}, \quad (7)$$

где i_{max} – число значений энергий для реакции L , j – номер модели ($j = 1, 2, \dots, 8$) (при этом отсутствие для некоторых моделей данных, импортируемых в MATHCAD, учитывалось при вычислении $\mathbf{MMQ}_j^{(L)}$ подпрограммой с использованием булевых операций);

б) $\mathbf{COR}^{(L)}_j$ – вектор корреляций экспериментальных и теоретических данных для каждой реакции (максимальность каждой компоненты вектора \mathbf{COR}_j характеризует «наилучшую» корреляцию экспериментальных и расчетных данных):

$$\mathbf{COR}_j^{(L)} = \frac{\text{cvar}(Y_0^{(L)}, Y_j^{(L)})}{\text{stdev}(Y_0^{(L)}) \cdot \text{stdev}(Y_j^{(L)})}, \quad (8)$$

где $cvar(Y_0, Y_j)$ и $stdev(Y_j)$ – операторы MATHCAD для вычисления ковариации и стандартного отклонения соответственно (хотя в MATHCAD имеется оператор вычисления корреляции, ввиду неполноты расчетных данных необходимо использовать регуляризующие процедуры, которые могут программно учесть это с использованием этой формулы);

в) $\text{MMQ_COR}^{(L)}_j$ – вектор, компоненты которого являются произведениями обратных значений сумм квадратов разностей и корреляций экспериментальных и расчетных данных для каждой реакции (максимальность каждой компоненты вектора MMQ_COR_j характеризует «наилучшее» согласие экспериментальных и теоретических данных с учетом их корреляции):

$$\text{MMQ_COR}_j^{(L)} = \text{MMQ}_j^{(L)} \cdot \text{COR}_j^{(L)} = \left(\sum_{i=1}^{i_{\max}} (Y_{0_i}^{(L)} - Y_{j_i}^{(L)})^2 \right)^{-1} \cdot \frac{cvar(Y_0^{(L)}, Y_j^{(L)})}{stdev(Y_0^{(L)}) \cdot stdev(Y_j^{(L)})}. \quad (9)$$

2. Для анализа, основанного на частотном подходе, вычислялись нормированные значения этих векторов для реакции под номером L :

$$\text{MMQ}_{Nj}^{(L)} = \frac{\text{MMQ}_j^{(L)}}{\sum_l \text{MMQ}_j^{(l)}}, \quad \text{MMQ_COR}_{Nj}^{(L)} = \frac{\text{MMQ_COR}_j^{(L)}}{\sum_l \text{MMQ_COR}_j^{(l)}}, \quad (10)$$

причем нормировку можно сделать как в рамках реакции L , так и для диапазона реакций.

3. Экспериментальные и расчетные данные для всех исследуемых реакций, обработанные в соответствии с пунктами 1 и 2 в MATHCAD, представлялись в виде девяти матриц данных (MMQ_N , COR_N , MMQ_COR_N по три матрицы для подхода, связанного с факторами согласия $D_1 \leq 0.4$, $D_2 \leq 0.8$, и три матрицы для подхода, основанного на методе регрессии), значения которых еще раз нормировались по всем реакциям:

$$\text{MMQ_N} = \frac{\text{MMQ}_j^{(l)}}{\sum_{j=1}^8 \sum_{l=1}^L \text{MMQ}_j^{(l)}}, \quad \text{MMQ_COR_N} = \frac{\text{MMQ_COR}_j^{(l)}}{\sum_{j=1}^8 \sum_{l=1}^L \text{MMQ_COR}_{Nl}^{(l)}}. \quad (11)$$

На рис. 1 представлены визуализации с помощью трехмерных гистограмм нормированных матриц данных MMQ_N и MMQ_COR_N для всех реакций для фактора согласия $D_2 \leq 0.8$.

4. Экспериментальные и расчетные данные для всех исследуемых реакций, обработанные в соответствии с пунктами 1 и 2 в MATHCAD, представлялись также в виде трех матриц данных для каждого из 9 поддиапазонов MMQ_S и MMQ_COR_S , значения которых еще раз нормировались на значение реакций, включенных в эти матрицы:

$$\text{MMQ_S} = \frac{\text{MMQ}_j^{(l)}}{\sum_{j=1}^8 \sum_{l=L_1}^{L_2} \text{MMQ}_j^{(l)}}, \quad \text{MMQ_COR_S} = \frac{\text{MMQ_COR}_j^{(l)}}{\sum_{j=1}^8 \sum_{l=L_1}^{L_2} \text{MMQ_COR}_{Nl}^{(l)}}, \quad (12)$$

где S – номер поддиапазона, L_1 и L_2 – начало и конец поддиапазона соответственно. На рис. 2 представлены визуализации с помощью трехмерных гистограмм нормированных матрицы данных MMQ_COR_S для $D_1 \leq 0.4$, $D_2 \leq 0.8$ и регрессии для поддиапазона № III массовых чисел ($28 \leq A \leq 55$).

Используя матрицы MMQ_S и MMQ_COR_S , вычислялись «интегральные» частотные векторы-значения для отдельных поддиапазонов массового числа для каж-

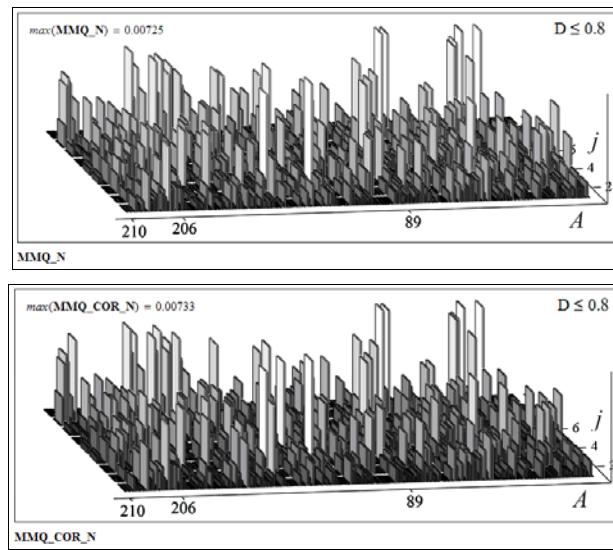


Рис. 1. Визуализация нормированных матриц данных **MMQ**, **COR** и **MMQ_COR** по всем реакциям, полученных методом фактора согласия ($D_2 \leq 0.8$)

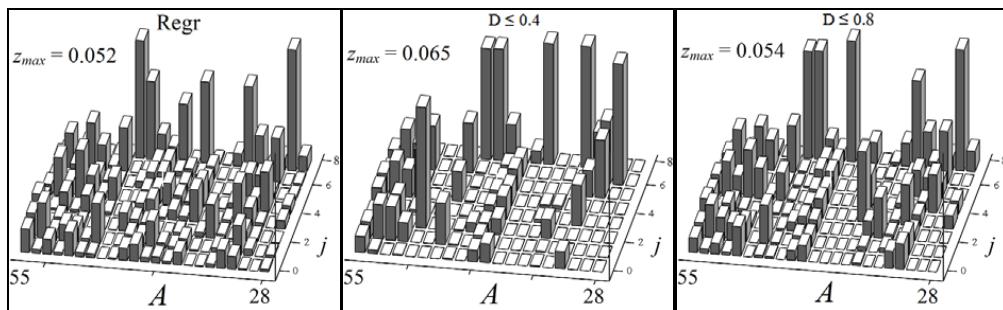


Рис. 2. Визуализация нормированных матриц данных **MMQ_COR_S**

дой реакции. Для этого определялись суммы частот вкладов всех реакций диапазона для каждой из рассматриваемых моделей:

$$MMQ_S = \sum_{l=L_1}^{L_2} MMQ_S_j^{(l)}, MMQ_COR_S = \sum_{l=L_1}^{L_2} MMQ_COR_S_j^{(l)}.$$

Результаты вычислений **MMQ_S**, **COR_S**, **MMQ_COR_S** представлены в виде таблицы (табл. 2) и на двумерном графике (рис. 3).

Сравнение частотных векторов **MMQ_S** и **MMQ_COR_S** для III диапазона и $D_1 \leq 0.4$, $D_2 \leq 0.8$ и регрессии показывает, что полученные результаты близки друг другу. Так, относительная разница данных по **MMQ_COR_S** для $D_1 \leq 0.4$ и $D_2 \leq 0.8$ составляет в зависимости от реакции 325% (в среднем примерно 15%), для $D_1 \leq 0.4$ и метода регрессии 233% (в среднем примерно 17%), для $D_2 \leq 0.8$ и метода регрессии 0.710% (в среднем примерно 6%). Последний результат означает практическое равенство результатов сравнительного анализа, полученных на основе предварительной обработки данных методом полиномиальной регрессии и обработки с фактором согласия с $D_2 \leq 0.8$.

Аналогичные результаты получаются для других поддиапазонов. Это означает, что результаты первого подхода с фактором согласия с $D_2 \leq 0.8$ оказываются очень близки результатам второго подхода, основанного на методе регрессии; поэтому

Таблица 2

**Суммы частот вкладов всех реакций
для поддиапазона $28 \leq A \leq 55$ для каждой
из восьми рассматриваемых моделей**

Модель	$D_1 \leq 0.4$		$D_2 \leq 0.8$		$Regr$	
	MMQ	MMQ_COR	MMQ	MMQ_COR	MMQ	MMQ_COR
$j = 1$	0.039	0.039	0.061	0.062	0.077	0.076
$j = 2$	0.087	0.087	0.09	0.092	0.106	0.114
$j = 3$	0.118	0.119	0.074	0.075	0.059	0.066
$j = 4$	0.061	0.06	0.1	0.1	0.094	0.098
$j = 5$	0.112	0.111	0.152	0.149	0.14	0.144
$j = 6$	0.074	0.074	0.061	0.062	0.073	0.077
$j = 7$	0.207	0.209	0.134	0.137	0.138	0.135
$j = 8$	0.302	0.301	0.327	0.324	0.314	0.29
Сумма	1	1	1	1	1	1

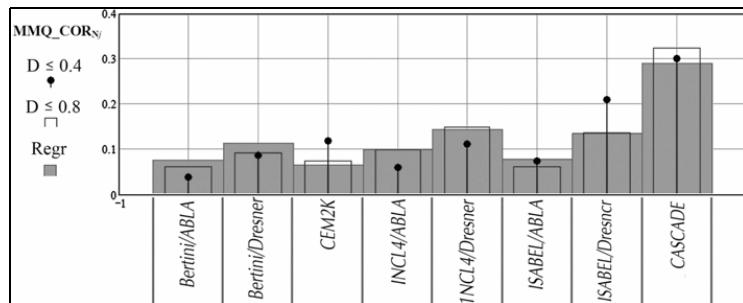


Рис. 3. Визуализация «интегральных» частотных векторов данных MMQ_COR_{jl} для $D_1 \leq 0.4$, $D_2 \leq 0.8$ и регрессии для поддиапазона $28 \leq A \leq 55$

дальнейшее сравнение имеет смысл проводить в рамках только первого подхода.

Для поддиапазонов массового числа ядер-мишеней численные значения нормированных частотных векторов представлены в табл. 3 (результаты по данным 2006 г.).

5. Вычислялись «интегральные» частотные векторы-значения для всего диапазона массовых чисел для каждой реакции. Для этого определим суммы частот вкладов всех реакций диапазона для каждой из рассматриваемых моделей:

$$MMQ = \sum_{l=1}^L MMQ_S_j^{(l)}, MMQ_COR = \sum_{l,j} MMQ_COR_j^{(l)}$$

и представим эти величины в виде таблицы (табл. 4) и двумерных графиков (рис. 4) – результаты по данным 2006 г.

6. Приведенные данные и результаты относятся к расчетам данных, полученных по восьми моделям к концу 2006 г. В текущем году стала доступной для расчетов улучшенная версия каскадно-экситонной модели СЕМ – СЕМ03.01. Она включает в себя предыдущие версии моделей СЕМ2k+GEM2, СЕМ97 и СЕМ95 и учитывает такие стадии ядерной реакции, как внутриядерный каскад, предравновесную и испарительную стадии, стадию деления и механизм Ферми распада, а также образования комплексных частиц.

Поэтому разработанный комплекс программ для статистического анализа (описанный выше) был использован для обработки новых данных, полученных с уч-

Таблица 3

Интегральные значения нормированных частотных векторов для рассматриваемых моделей в зависимости от поддиапазона массового числа ядер-мишени (жирным шрифтом отмечены максимальные для данного поддиапазона значения частотных векторов)

Год/ Фактор D	Расчетная модель							
	Bertini/ ABLA	Bertini/ Dresner	CEM2K*	INCL4/ ABLA	INCL4/ Dresner	ISABEL/ ABLA	ISABEL/ Dresner	CASCADE
1. Ядра-мишени с массовым числом $12 \leq A \leq 22$								
2006	0.4	0.003	0.003	0.010	0.016	0.024	0.002	0.002
	0.8	0.005	0.006	0.010	0.012	0.011	0.004	0.005
2007	0.4	0.068	0.070	0.099	0.223	0.435	0.053	0.052
	0.8	0.068	0.070	0.099	0.223	0.435	0.053	0.052
2. Ядра-мишени с массовым числом $23 \leq A \leq 27$								
2006	0.4	0.003	0.006	0.008	0.002	0.005	0.001	0.008
	0.8	0.003	0.005	0.008	0.003	0.004	0.002	0.005
2007	0.4	0.186	0.143	0.208	0.079	0.155	0.024	0.157
	0.8	0.184	0.143	0.200	0.077	0.164	0.023	0.159
3. Ядра-мишени с массовым числом $28 \leq A \leq 55$								
2006	0.4	0.005	0.011	0.015	0.007	0.014	0.009	0.026
	0.8	0.006	0.009	0.008	0.010	0.015	0.006	0.014
2007	0.4	0.030	0.074	0.205	0.067	0.131	0.059	0.176
	0.8	0.029	0.074	0.203	0.066	0.135	0.057	0.176
4. Ядра-мишени с массовым числом $56 \leq A \leq 59$								
2006	0.4	0.016	0.016	0.013	0.020	0.015	0.017	0.027
	0.8	0.017	0.015	0.011	0.017	0.014	0.016	0.018
2007	0.4	0.084	0.078	0.335	0.126	0.119	0.115	0.110
	0.8	0.086	0.074	0.334	0.130	0.120	0.115	0.110
5. Ядра-мишени с массовым числом $60 \leq A \leq 89$								
2006	0.4	0.014	0.021	0.020	0.023	0.027	0.020	0.015
	0.8	0.015	0.017	0.011	0.020	0.025	0.017	0.015
2007 *)	0.4	0.071	0.086	0.112	0.143	0.159	0.101	0.089
	0.67	0.106	0.101	0.144	0.148	0.102	0.088	0.243
2007 *)	0.8	0.075	0.095	0.189	0.120	0.138	0.090	0.079
	0.71	0.087	0.187	0.118	0.139	0.088	0.077	0.233
6. Ядра-мишени с массовым числом $90 \leq A \leq 124$								
2006	0.4	0.007	0.010	0.019	0.011	0.011	0.012	0.027
	0.8	0.006	0.014	0.012	0.010	0.010	0.010	0.014
2007 *)	0.4	0.081	0.140	0.110	0.098	0.104	0.09	0.117
	0.83	0.131	0.108	0.100	0.085	0.092	0.101	0.301
2007 *)	0.8	0.055	0.187	0.132	0.162	0.163	0.076	0.088
	0.56	0.184	0.133	0.157	0.167	0.167	0.075	0.091
7. Ядра-мишени с массовым числом $125 \leq A \leq 181$								
2006	0.4	0.006	0.010	0.016	0.004	0.016	0.019	0.012
	0.8	0.006	0.012	0.014	0.013	0.011	0.014	0.009
2007 *)	0.4	0.051	0.102	0.106	0.045	0.115	0.201	0.081
	0.51	0.118	0.104	0.037	0.125	0.210	0.103	0.251
2007 *)	0.8	0.055	0.111	0.200	0.098	0.089	0.207	0.082
	0.49	0.113	0.204	0.128	0.102	0.199	0.080	0.125

Продолжение табл. 3

Год/ Фактор D		Расчетная модель							
		Bertini/ ABLA	Bertini/ Dresner	CEM2K*	INCL4/ ABLA	INCL4/ Dresner	ISABEL/ ABLA	ISABEL/ Dresner	CASCADE
8. Ядра-мишени с массовым числом $182 \leq A \leq 201$									
2006	0.4	0.003	0.018	0.009	0.002	0.003	0.004	0.011	0.035
	0.8	0.010	0.022	0.008	0.015	0.005	0.018	0.008	0.022
2007 *)	0.4	0.032	0.058	0.409	0.021	0.021	0.023	0.022	0.415
	0.29	0.029	0.055	0.405	0.021	0.021	0.023	0.023	0.423
	0.8	0.071	0.118	0.286	0.11	0.043	0.149	0.048	0.176
	0.72	0.072	0.13	0.254	0.126	0.044	0.163	0.05	0.161
9. Ядра-мишени с массовым числом $202 \leq A \leq 210$									
2006	0.4	0.003	0.007	0.021	0.029	0.003	0.020	0.002	0.095
	0.8	0.029	0.014	0.018	0.050	0.011	0.042	0.016	0.072
2007 *)	0.4	0.022	0.033	0.490	0.066	0.025	0.083	0.016	0.265
	0.18	0.018	0.028	0.515	0.066	0.021	0.083	0.014	0.254
	0.8	0.079	0.043	0.208	0.163	0.068	0.117	0.050	0.272
	0.83	0.083	0.042	0.183	0.168	0.061	0.122	0.046	0.296

* В 2006 г. рассматривалась модель CEM2k, в 2007 г. – CEM03.01

Таблица 4

Суммы частот вкладов всех реакций для каждой из восьми рассматриваемых моделей для $D \leq 0.4$ и $D \leq 0.8$

Модель		$j = 1$	$j = 2$	$j = 3$	$j = 4$	$j = 5$	$j = 6$	$j = 7$	$j = 8$	Сумма
		Bertini/ ABLA	Bertini/ Dresner	CEM2K	INCL4/ ABLA	INCL4/ Dresner	ISABEL/ ABLA	ISABEL/ Dresner	CASCADE	
Фактор										Для данных 2006 г.
0.4	MMQ	0.062	0.103	0.128	0.115	0.117	0.104	0.115	0.258	1
	MMQ_COR	0.059	0.1	0.131	0.115	0.117	0.105	0.115	0.259	1
0.8	MMQ	0.091	0.129	0.11	0.134	0.123	0.118	0.11	0.184	1
	MMQ_COR	0.091	0.132	0.109	0.137	0.126	0.118	0.111	0.175	1
Для данных 2006 г.										
0.4	MMQ	0.057	0.083	0.272	0.091	0.112	0.090	0.087	0.209	1
	MMQ_COR	0.076	0.095	0.196	0.142	0.112	0.112	0.081	0.187	1
0.8	MMQ	0.075	0.094	0.210	0.135	0.111	0.111	0.081	0.183	1
	MMQ_COR	0.076	0.095	0.196	0.142	0.112	0.112	0.081	0.187	1

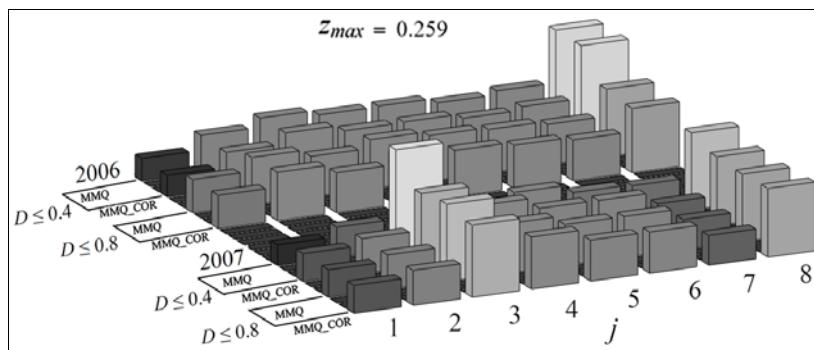


Рис. 4. Визуализация сумм частот вкладов всех реакций для каждой из восьми рассматриваемых моделей для $D_1 \leq 0.4$ и $D_2 \leq 0.8$ для данных 2006 и 2007 гг.

том использования модели CEM03.01. Результаты анализа обновленных в 2007 г. данных представлены в табл. 3 (результаты по данным 2006 и 2007 гг.) и в виде гистограмм для **MMQ** и **MMQ_COR_{jl}** для всех реакций при $D_2 \leq 0.8$ на рис. 5. Как видно из приведенных таблиц и гистограмм, результаты ранжирования моделей по данным 2007 г. изменились (см. ниже).

Заметим, что описанные процедуры для статистического анализа были осуществлены также с использованием программы EXCEL. В программной среде EXCEL в рамках описанных подходов проведен статистический анализ с использованием метода наименьших квадратов и корреляционный анализ. Были вычислены значения векторов **MMQ^(L)_j**, **COR^(L)_j** и **MMQ_COR^(L)_j**, их нормированные значения, а также наборы матриц **MMQ_S**, **COR_S**, **MMQ_COR_S** и **MMQ_N**, **COR_N**, **MMQ_COR_N**. Полученные с использованием программы EXCEL результаты совпали с представленными выше результатами, полученными в программной среде MATHCAD.

РЕЗУЛЬТАТЫ СРАВНИТЕЛЬНОГО АНАЛИЗА

На основе проведенных вычислений можно сделать выводы о степени согласия расчетных моделей с отобранными экспериментальными данными в зависимости от поддиапазона массового числа ядер-мишеней.

1. Результаты сравнительного анализа данных, полученных на основе предварительной обработки данных методом полиномиальной регрессии, в пределах нескольких процентов совпадают с данными, полученными в первом подходе предварительной обработки с фактором согласия $D_2 \leq 0.8$.

2. Результаты сравнительного анализа данных, полученных на основе предварительной обработки данных с факторами согласия $D_1 \leq 0.4$ и $D_2 \leq 0.8$, хотя и дают численно различающиеся суммы частот вкладов для поддиапазонов и для всех реакций, качественно не меняют картины ранжирования моделей, которые наилучшим образом согласуются с экспериментальными данными.

3. Результаты сравнительного анализа данных, полученных с помощью метода наименьших квадратов оказываются определяющими для ранжирования моделей; учет корреляционных данных, хотя и вносит небольшие поправки в суммы частот вкладов для поддиапазонов и для всех реакций, качественно не меняют результатов (исключения составляют некоторые результаты 2007 г. – см. табл. 3).

Таблица 5

Модели, которые наилучшим образом согласуются с экспериментальными данными

Поддиапазон		Модель	
		2006	2007
1	6-C-12 - 10-Ne-22	INCL4/Dresner	INCL4/Dresner
2	11-Na-23 - 13-Al-27	CEM2K	CEM03.01
3	12-Mg-28 - 27-Co-55	CASCADE	CASCADE
4	29-Cu-56 - 28-Ni-59	ISABEL/Dresner	CEM03.01
5	26-Fe-60 - 40-Zr-89	CASCADE	CASCADE
6	38-Sr-90 - 54-Xe-124	CASCADE	CASCADE+CEM03.01
7	50-Sn-125 - 75-Re-181	ISABEL/Abla	CASCADE+CEM03.01+ISABEL/ABLA ¹⁾
8	72-Hf-182 - 80-Hg-201	CASCADE	CASCADE+CEM03.01
9	81-Tl-202 - 84-Po-210	CASCADE	CEM03.01+CASCADE ¹⁾

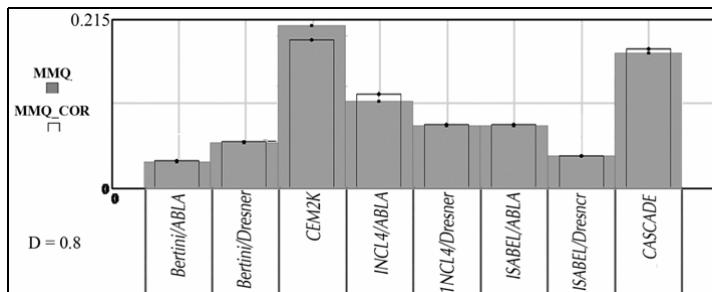


Рис. 5. Визуализация «интегральных» частотных векторов данных **MMQ** и **MMQ_COR_{JL}** для всех реакций при $D_2 \leq 0.8$

4. Для отдельных поддиапазонов массового числа ядер-мишеней результаты сравнительного анализа дают картину ранжирования моделей по выбору наиболее лучшей, представленную в табл. 3 и 5.

5а. Для данных 2006 г.: для всего диапазона массового числа ядер-мишеней: оптимальной моделью для всего диапазона является восьмая модель – CASCADE (см. табл. 4 и рис. 4). В рамках обоих подходов эта модель дает наибольшее значение сумм частот вкладов всех реакций. Это дает основание считать модель CASCADE, реализованную в программе CASCADE/INPE, лучшей.

5б. Для данных 2007 г.: для всего диапазона массового числа ядер-мишеней: оптимальной моделью для всего диапазона является восьмая модель – СЕМ03.01 (см. табл. 4 и рис. 5). В рамках обоих подходов эта модель дает наибольшее значение сумм частот вкладов всех реакций. Это дает основание считать модель СЕМ03.01 лучшей.

Литература

1. Конобеев А.Ю., Коровин Ю.А. и др. Нейтронная библиотека активационных файлов «IEAF-2005» в энергетическом диапазоне от 150 МэВ до 1 ГэВ // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 2.
2. Fischer U., Konobeyev A., Korovin Yu. et al. Intermediate energy activation file 2001 (IEAF 2001) // Interner Bericht IRS-Nr. 10/01 – FUSION-Nr. 179. – August, 2001.
3. McLane V. EXFOR Basis. A Short Guide to the Nuclear Reaction Data Exchange Format // BNL-NCS-63380-2000/05-Rev., 2000.
4. Hendricks J. S. et al. MCNPX Extensions Version 2.5.0 / LA-UR-05-2675. – 2005.
5. Барашенков В.С., Конобеев А.Ю., Коровин Ю.А., Соснин В.Н. Компьютерная программа CASCADE/INPE // Атомная энергия. – 87. – 1999. – С.283.

Поступила в редакцию 14.05.2007

МЕТОДИКА ЛОКАЛИЗАЦИИ ДЕФЕКТНЫХ ТВС ПРИ ПРОВЕДЕНИИ ШТАТНЫХ ПЕРЕКОМПЕНСАЦИЙ В РЕАКТОРЕ БН-600

А.О. Скоморохов, Д.А. Лукьянов

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



В статье приведено описание методики, основанной на использовании штатных перекомпенсаций, проводимых с целью компенсации выгорания топлива, для локализации негерметичных сборок в реакторах на быстрых нейтронах БН-600 и БН-800. Приведено описание алгоритмов работы и результаты опытной эксплуатации системы FLUT-600 на реакторе БН-600.

ВВЕДЕНИЕ

Основными задачами КГО, применительно к макродефектам (прямой контакт теплоносителя с топливом) являются обнаружение разгерметизации оболочки твэла и локализация (определение местоположения) негерметичных ТВС (теплоизделяющих сборок, содержащих один и более негерметичных твэлов).

Вторая задача может решаться как на остановленном, так и на работающем реакторе. На реакторе БН-600 во время останова локализация негерметичных ТВС проводится путем отбора и анализа проб натрия из каждой ТВС. Это весьма длительный и трудоемкий процесс, который может приводить к увеличению простоя реактора. Поэтому, весьма желательно, хотя бы приблизительно определить местоположение негерметичных ТВС на работающем реакторе и, тем самым, сократить область поиска при выполнении работ на остановленном реакторе.

Перспективным методом локализации негерметичных ТВС на работающем реакторе является метод, основанный на проведении перекомпенсаций нейтронного поля [1]. Перекомпенсацией называют изменение (движением стержней СУЗ) распределения (профиля) нейтронного поля при сохранении постоянного интегрального уровня мощности. При этом происходят локальные изменения (увеличение или уменьшение) нейтронного потока и энерговыделения в различных областях активной зоны.

При локальном изменении уровня нейтронного потока изменяется количество делений, количество образующихся продуктов деления и соответственно выход запаздывающих нейтронов из осколков. Если в зоне локального изменения нейтронного потока имеются дефектные ТВС и теплоноситель из этой зоны достигает в процессе циркуляции места установки датчика запаздывающих нейтронов (ДЗН), то сигнал этого датчика должен увеличиться за счет нейтронов, испускаемых ос-

© А.О. Скоморохов, Д.А. Лукьянов, 2007

колками деления, попавшими в теплоноситель. Если в зоне локального изменения нейтронного поля дефектные ТВС отсутствуют, то продукты деления не попадут в теплоноситель и сигнал датчика запаздывающих нейтронов не изменяется.

На реакторе БН-600 входящие в состав системы секторного контроля герметичности оболочек (СКГО) датчики запаздывающих нейтронов расположены в районе входных окон промежуточных теплообменников (ПТО).

Принципиальная возможность использования метода перекомпенсации нейтронного поля для локализации негерметичных ТВС на реакторе БН-600 была доказана экспериментальным путем [2]. Метод был успешно опробован на пониженном уровне мощности (около 70% от номинального) при перемещении стержней на величину ± 60 мм от исходного положения. Указанный уникальный эксперимент не может быть положен в основу регулярной методики локализации негерметичных ТВС как по технологическим, так и по соображениям безопасности. Настоящая работа описывает использование штатных перекомпенсаций для решения поставленной задачи.

МОДИФИЦИРОВАННЫЕ ШТАТНЫЕ ПЕРЕКОМПЕНСАЦИИ

Штатные перекомпенсации проводятся на реакторе БН-600 с целью компенсации выгорания топлива, примерно раз в неделю. Для этой цели используются 18 компенсирующих пакетов (КП-ТК или для краткости КП). В период между проведением перекомпенсаций выгорание топлива компенсируется стержнями автоматического регулирования АР-1 и АР-2. Стержни АР используются попаременно и к моменту проведения следующей перекомпенсации находятся на своих верхних позициях.

При проведении перекомпенсации все 18 КП по очереди перемещаются оператором вверх на 20 мм (извлекаются из активной зоны). Пример последовательного изменения положения КП приведен на рис. 1. Внесенная при движении КП реактивность компенсируется находящимся в работе АР (он автоматически перемещается вниз). Полного хода одного АР хватает на компенсацию перемещений вверх 9-ти КП. При движении оставшихся 9-ти КП используется второй АР. Изменения положения АР при проведении перекомпенсации представлены на рис. 2. На рисунках видно, что каждому движению КП вверх соответствует увеличение мощности (узкие пики на нижней части рис. 2), которое быстро подавляется движением вниз одного из АР.

В результате проведения перекомпенсации все 18 КП (часто говорят «решетка КП») оказываются на 20мм выше (положения всех КП одинаковы), а оба АР принимают свои нижние положения.

МОДИФИКАЦИЯ ПРОГРАММЫ ПЕРЕКОМПЕНСАЦИЙ

При проведении штатной перекомпенсации стержни КП перемещались подряд, практически без задержки, что делало невозможным наблюдение за реакцией датчиков запаздывающих нейтронов на связанные с движением органов СУЗ локальные изменения нейтронного поля.

Для обеспечения возможности использовать штатные перекомпенсации для локализации негерметичных ТВС оказались необходимыми следующие изменения:

- все данные, получаемые в процессе проведения перекомпенсации, должны записываться на УВС «Комплекс-Уран» для последующего углубленного анализа;
- необходимо использовать максимально доступную частоту опроса датчиков (1 раз в 4 с для УВС «Комплекс-Уран»);
- Обеспечить увеличение задержки между движением стержней КП, как минимум, до 5 мин. для набора необходимой статистики;

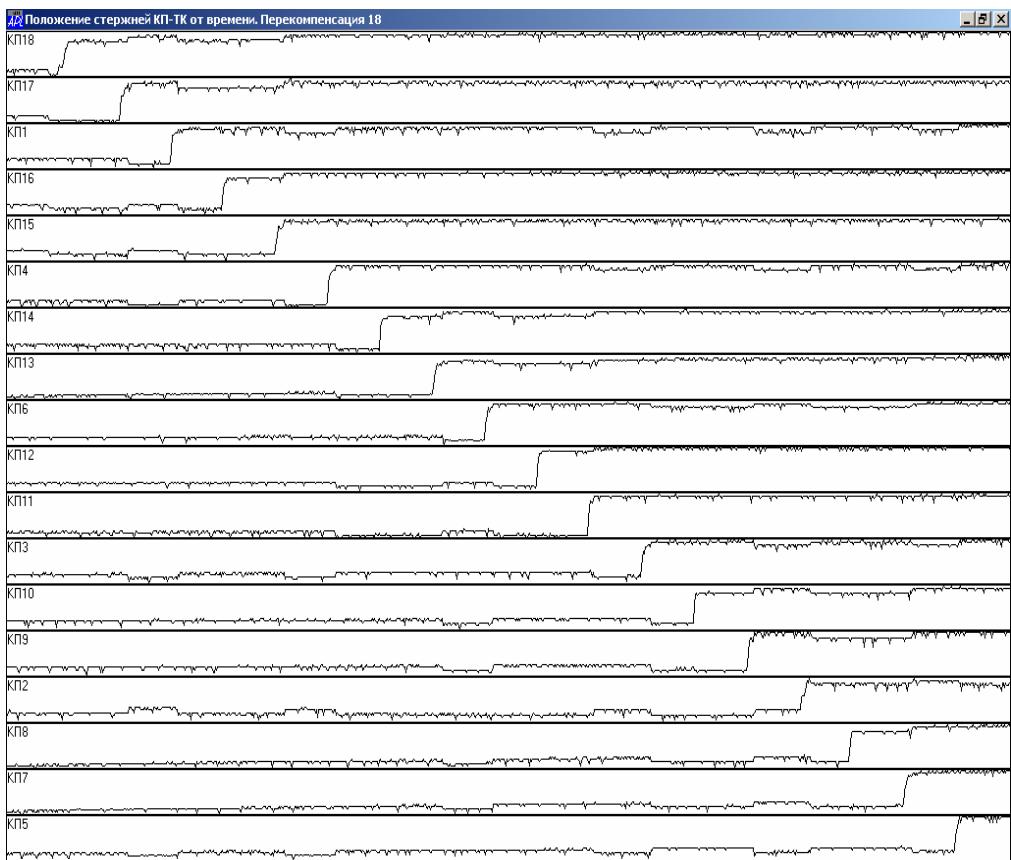


Рис. 1. Зависимость положения стержней КП-ТК от времени при проведении штатной перекомпенсации

- принять фиксированный порядок движения стержней КП для сопоставления различных перекомпенсаций и минимизации влияния пространственного эффекта;
- наряду с положениями всех органов СУЗ, мощностью и показаниями датчиков запаздывающих нейтронов, проводить регистрацию и других, полезных для интерпретации результатов, технологических параметров (температур, расходов).

Все вышеперечисленные изменения были внесены в программу проведения штатных перекомпенсаций на реакторе БН-600. Авторами разработана программа переноса данных с УВС «Комплекс-Уран» и автоматизированная система анализа результатов штатных перекомпенсаций FLUT-600 [3], принятая в опытную эксплуатацию на БАЭС.

РАЗБИЕНИЕ ДАННЫХ НА СТАЦИОНАРНЫЕ УЧАСТКИ

Стержни КП расположены двумя кольцами (6 и 12 стержней) на расстоянии от центра, примерно 1/3 и 2/3 диаметра А3, так что распределение КП по активной зоне равномерно. Районом вокруг КП будем называть 2 кольца ТВС (гексагональная геометрия), т.е. 18 ТВС, ближайших к данному КП.

Для принятия решений о наличии негерметичной ТВС в районе КП будем использовать простую таблицу решений (см. табл.1). Учитываем, что стержень КП перемещается вверх и создает положительное возмущение поля энерговыделения, стержень АР соответственно вниз.

Основой является сравнение выборок показаний ДЗН, полученных *до* и *после* движения данного КП. Однако мы не можем взять для сравнения все измерения *до*

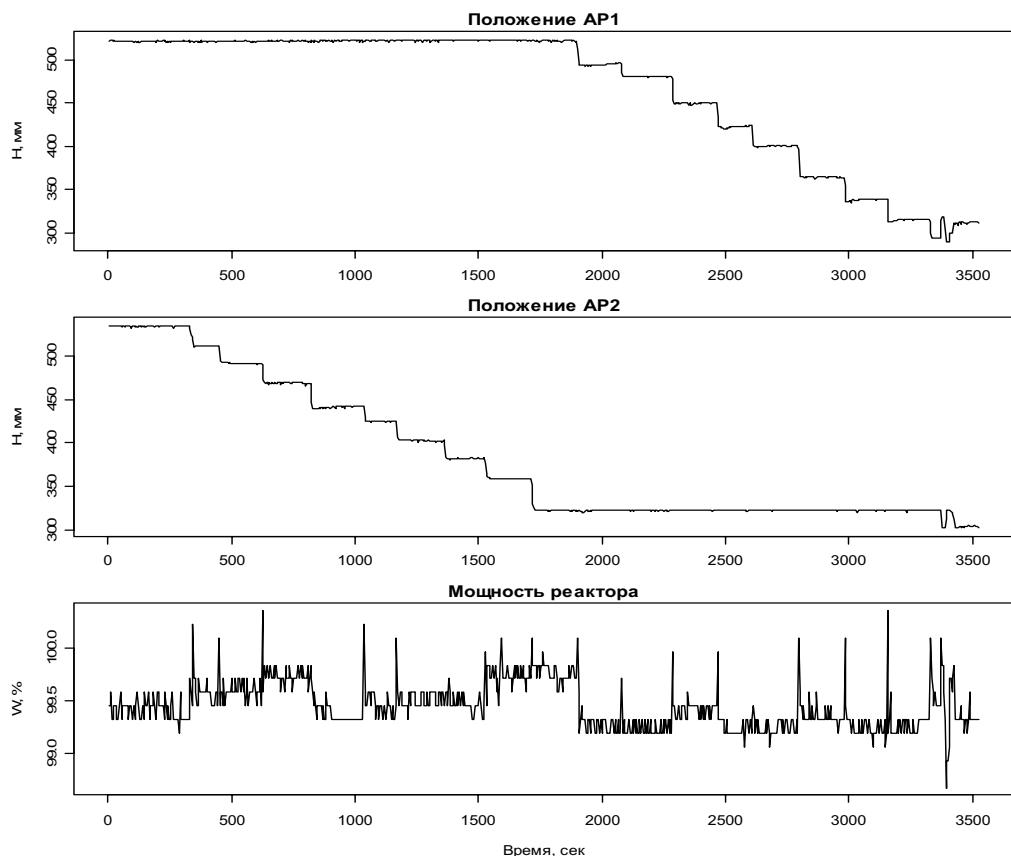


Рис. 2. Изменение положения АР и флюктуации мощности при проведении штатной перекомпенсации

Таблица 1

Принятие решений

Сигнал ДЗН	Диагноз
Не изменился	Нет дефекта
Увеличился	Дефект в районе КП
Уменьшился	Дефект в районе АР

и после движения данного КП. В эти периоды двигались другие КП и выделить эффект, связанный с движением данного КП, не представляется возможным.

Таким образом необходимо автоматически определить моменты движения каждого КП и устраниТЬ эти нестационарные участки из выборки. Тогда сравнению подлежат 2 ближайших к моменту движения КП стационарных участка. Это участки от конца движения предыдущего КП до начала движения данного КП (участок *до*) и от конца движения данного КП до начала движения последующего КП (участок *после*).

СГЛАЖИВАНИЕ И ДИФФЕРЕНЦИРОВАНИЕ ПОЛОЖЕНИЙ КП

Идеализированно движение КП можно представить ступенчатой функцией. Для определения момента движения естественно использовать производную положения КП по времени, которая будет равна 0 везде, кроме момента движения КП.

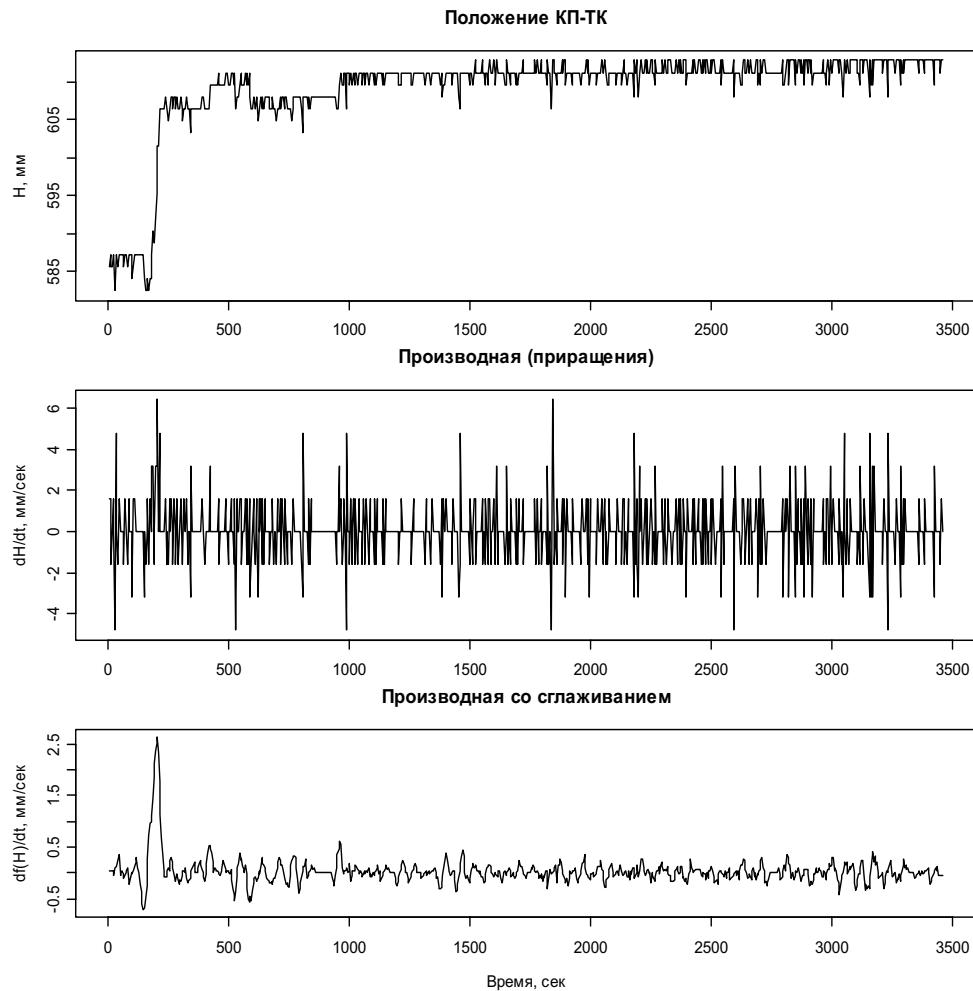


Рис. 3. Зависимость положения стержня КП18 и его производных от времени

На практике дело осложняется влиянием ошибок регистрации положения КП. На рис.3 приведены (2 верхних графика) положение КП и оценка производной через приращения $dH_t = H(t+1) - H(t)$. Видно, что производная достигает максимального значения (6.4 ед.) в моменты времени 204 и 1840 с. Если в первом случае имеет место фактическое движение КП, то второй случай порожден ошибками измерения и приведет к ошибочному определению момента движения КП.

Для повышения точности определения моментов движения КП нами применялся метод сглаживания параболами по методу наименьших квадратов и одновременного дифференцирования временных рядов [4].

Зададим n длину скользящего окна сглаживания. Удобно выбирать в качестве n нечетное число. Точки временного ряда $x_j, j = i - \frac{n-1}{2}, \dots, i-1, i, i+1, \dots, i + \frac{n-1}{2}$ соответствуют i -ой позиции скользящего временного окна. Перейдем внутри окна к моментам времени: $t = -\frac{n-1}{2}, \dots, -1, 0, 1, \dots, \frac{n-1}{2}$. Аппроксимируем отрезок временного ряда внутри окна параболой $y = a + bt + ct^2$, где a, b, c – коэффициенты, подлежащие определению методом наименьших квадратов.

При $t = 0$ (центр временного окна) получаем для сглаженной производной:

$$\frac{dy}{dt} = \frac{d}{dt}(a + bt + ct^2) = b + 2ct = b.$$

Таким образом, необходимо определить только коэффициент b .

Сумма квадратов ошибок представления точек исходного ряда параболой $y = a + bt + ct^2$ определяется как $\varepsilon = \sum_t (x_t - a - bt - ct^2)^2$. Определение минимума

по b приводит к уравнению $\frac{\partial \varepsilon}{\partial b} = -2 \sum_t (x_t - a - bt - ct^2)t = 0$.

И с учетом $\sum_t t = \sum_t t^3 = 0$ получаем уравнение $b \sum_t t^2 = \sum_t tx_t$, позволяющее

определить искомый коэффициент $b = \frac{\sum_t tx_t}{\sum_t t^2}$.

Например, для $n = 5$ значение производной сглаженного временного ряда определяется в каждом временном окне как $b = \frac{-2x_{-2} - x_{-1} + x_1 + 2x_2}{10}$.

На рис. 3 (нижний график) приведены результаты дифференцирования со сглаживанием ($n = 9$) для КП-18. Видно, что отношение сигнала к шуму (значение производной в момент движения КП к максимальному значению производной при отсутствии движения КП) равно 5, что позволяет уверенно определять моменты движения КП.

Для автоматического определения моментов движения по всем КП необходимо выбрать общий порог для сравнения производных. Вычислим производную со сглаживанием для положений всех КП (перекомпенсация микрокампании 21) и построим общую для всех КП гистограмму (рис. 4).

Гистограмма имеет симметричный вид, за исключением нескольких выбросов в положительной области, которые соответствуют движениям КП. Отрицательная

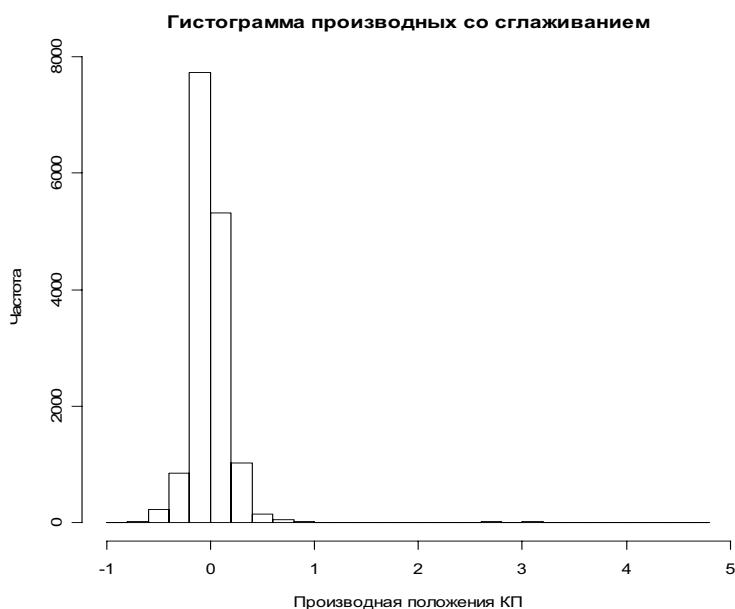


Рис. 4. Гистограмма производных КП

часть гистограммы определяется ошибками регистрации положения КП. Возьмем в качестве порога абсолютную величину минимального значения производной (-0.85 для данного случая). Это хорошая начальная оценка порога, соответствующая уровню шумов при вычислении производной.

Критерием для проверки допустимости выбранного значения порога является наличие по каждому КП ровно одного сплошного временного отрезка превышения производной порога (положение каждого КП менялось только один раз, но возможно за несколько последовательных шагов). Наша программа начинает с минимального значения критерия и увеличивает его маленькими шагами (порядка 1% от начального уровня) до момента, когда критерий удовлетворяется по всем КП.

Наконец, программа выделяет временные участки от начала измерений до превышения производной порога по первому движущемуся КП, от конца движения первого КП (производная становится меньше порога) до начала движения следующего КП (его производная превышает порог) и т.д. Таким образом, весь период измерений разбивается на 19 стационарных (ни один КП не двигается) участков, границами между которыми являются периоды движения одного из 18-ти КП. Для оценки реакции ДЗН на движение КП необходимо сравнить показания датчика до движения стержня на участке i с показаниями на участке $(i + 1)$ – после движения стержня.

СТАТИСТИКА ХОТЕЛЛИНГА ДЛЯ СРАВНЕНИЯ ДВУХ МНОГОМЕРНЫХ ВЫБОРОК

С точки зрения принятия решений, напрашивается проверка статистических гипотез о равенстве математических ожиданий выборок каждого датчика запаздывающих нейтронов, соответствующих стационарным периодам *до* и *после* движения заданного КП. При отклонении нулевой гипотезы, район вокруг данного КП подозревается на наличие негерметичной ТВС. Проверка может проводиться с использованием t -распределения Стьюдента.

Однако в этом случае не учитывается коррелированность показаний ДЗН, что может приводить к ошибкам первого и второго рода (ошибочному принятию или отклонению нулевой гипотезы).

Рассмотрим эту проблему на примере. Предположим, что имеется 2 случайные величины x_1 и x_2 . Для x_1 , проверка нулевой гипотезы $H_0: \mu_0 = \mu_1$, против альтернативы $H_1: \mu_0 \neq \mu_1$, сводится, для уровня значимости α , к проверке $|T| \geq t_v \left(1 - \frac{\alpha}{2}\right)$, где T – вычисленное по данным значение критериальной статистики, а t_v – квантиль t -распределения с v степенями свободы.

На рис. 5 границы принятия нулевой гипотезы соответствуют вертикальным сторонам прямоугольника, т.е. его ширина составляет $2t_v \left(1 - \frac{\alpha}{2}\right)$. Аналогично, для x_2 границы принятия нулевой гипотезы соответствуют горизонтальным сторонам прямоугольника. Тогда для двумерного случая (одновременная проверка гипотез для x_1 и x_2) областью принятия нулевой гипотезы будет приведенный на рис.5 прямоугольник.

На рис. 5 границы принятия нулевой гипотезы соответствуют вертикальным сторонам прямоугольника, т.е. его ширина составляет $2t_v \left(1 - \frac{\alpha}{2}\right)$. Аналогично, для x_2 границы принятия нулевой гипотезы соответствуют горизонтальным сторонам прямоугольника. Тогда для двумерного случая (одновременная проверка гипотез для x_1 и x_2) областью принятия нулевой гипотезы будет приведенный на рис.5 прямоугольник.

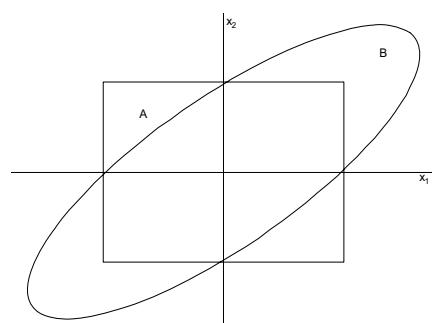


Рис. 5. Сравнение одно- и многомерного случаев проверки гипотез

Проведенное рассмотрение подразумевало статистическую независимость x_1 и x_2 , что позволяет представить двумерную плотность распределения вероятности как произведение одновременных плотностей. При статистической зависимости x_1 и x_2 линией уровня для совместной плотности распределения будет эллипс, как показано на рис. 5. На рисунке видно, что точка А (принятие нулевой гипотезы в предположении независимости) находится за пределами эллипса и нулевая гипотеза должна быть отклонена. С другой стороны, точка В (отклонение нулевой гипотезы в предположении независимости) находится в пределах эллипса и нулевая гипотеза должна быть принята.

Этот эффект имеет простое объяснение. Если переменные положительно коррелированы x_1 и x_2 (главная ось эллипса рассеяния ориентирована под углом 45° к оси x_1), то точка В соответствует согласованным флуктуациям обеих переменных. Вероятность наблюдать такое поведение высока. Точка А, напротив, соответствует поведению «против корреляции», когда x_1 уменьшилось, а x_2 увеличилась, что маловероятно.

Более строго, можно указать, что совместное нормальное распределение двух случайных величин записывается как:

$$f(\vec{x}) = \frac{1}{(2\pi)^{\frac{n}{2}} |C|^{\frac{1}{2}}} \exp \left[-\frac{1}{2} (\vec{x} - \vec{m})^t C^{-1} (\vec{x} - \vec{m}) \right],$$

где C – ковариационная матрица, а n – размерность.

Величина $R^2 = (\vec{x} - \vec{m})^t C^{-1} (\vec{x} - \vec{m})$ в показателе степени экспоненты называется расстоянием Махalanобиса [5]. Частными случаями расстояния Махalanобиса являются взвешенное расстояние (C – диагональная) и привычное евклидово расстояние (C – диагональная и дисперсии всех x_i одинаковы). Все точки на эллипсе рассеяния (рис. 5) имеют одинаковое расстояние Махalanобиса от центра. Расстояние Махalanобиса от центра до точки А больше, чем до точки В. Для евклидова расстояния, не учитывающего статистическую зависимость случайных величин, имеет место обратное соотношение этих расстояний.

Положительная коррелированность показаний ДЗН определяется целым рядом причин, главная из которых флуктуации нейтронного потока, которые являются общей фоновой составляющей (мгновенные нейтроны, проникающие сквозь защиту ДЗН) для всех ДЗН. Приведенное выше рассмотрение показывает, что нулевую гипотезу не следует отвергать, если на движение КП среагировали все ДЗН (аналог точки В на рис. 5). В этом случае мы скорее всего наблюдаем отклик на общее увеличение нейтронного потока.

Также надо учитывать, что теплоноситель из одного района активной зоны не может достигнуть всех мест установки ДЗН. Другими словами, при наличии в районе негерметичной ТВС реагировать должны только один или два соседних датчика. В этом случае показания датчиков будут изменяться по-разному (аналог точки А на рис. 5) и мы скорее отвернем нулевую гипотезу.

Статистика Хотеллинга [5] является аналогом T -статистики Стьюдента для многомерного случая. Представим набор показаний датчиков запаздывающих нейтронов в некоторый момент времени вектором-столбцом:

$$\vec{d}^t = (d_{4A}, d_{4B}, d_{5A}, d_{5B}, d_{6A}, d_{6B}),$$

где t – знак транспонирования.

Выборки векторов в пространстве размерности $p = 6$ и объемов m и n :

$\vec{d}_1^0, \vec{d}_2^0, \dots, \vec{d}_m^0$ и $\vec{d}_1^1, \vec{d}_2^1, \dots, \vec{d}_n^1$ представляют собой измерения показаний датчиков до (индекс 0) и после (индекс 1) движения стержня КП-ТК.

Для вычисления статистики Хотеллинга необходимо определить средние векторы по каждой выборке:

$$\bar{d}_0 = \frac{1}{m} \sum_{i=1}^m \vec{d}_i^0; \bar{d}_1 = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \vec{d}_i^1.$$

Также вычисляются матрицы вариаций:

$$V_0 = \sum_{i=1}^m (\vec{d}_i^0 - \bar{d}_0)^t (\vec{d}_i^0 - \bar{d}_0); V_1 = \sum_{i=1}^n (\vec{d}_i^1 - \bar{d}_1)^t (\vec{d}_i^1 - \bar{d}_1),$$

которые отличаются от ковариационных матриц отсутствием деления на число точек. Общая для двух выборок ковариационная матрица:

$$W = \frac{V_0 + V_1}{m+n-2}.$$

Окончательно статистика Хотеллинга имеет вид:

$$T^2 = \frac{mn}{n+m} (\bar{d}_0 - \bar{d}_1)^t W^{-1} (\bar{d}_0 - \bar{d}_1)$$

и, с точностью до множителя $mn/(n+m)$, совпадает с расстоянием Махalanобиса между векторами \bar{d}_0 и \bar{d}_1 .

При проверке статистических гипотез с использованием статистики Хотеллинга используется известное [5] соотношение между распределением T^2 и F – распределением Фишера:

$$\frac{m+n-p-1}{(m+n-2)p} T^2 \sim F(p, m+n-1-p). \quad (1)$$

Приведем пример использования статистики Хотеллинга для проверки гипотез о математических ожиданиях показаний датчиков запаздывающих нейтронов. Возьмем выборки показаний ДЗН до ($m = 40$) и после ($n = 43$) движения КП-4 в перекомпенсации 36. Результаты вычисления t -статистики представлены в табл. 2.

Таблица 2

**Значения t -статистики отклика ДЗН
на движение КП**

ДЗН	D4A	D4B	D5A	D5B	D6A	D6B
t -стат	2.391	0.8423	1.445	0.7008	1.716	2.703

Для уровня значимости $\alpha = 0.01$ и числа степеней свободы $m + n - 2 = 81$ критическое значение составляет $t_{81}(0.01) = 2.365$. Таким образом, нулевая гипотеза о равенстве математических ожиданий двух выборок должна быть отвергнута для 2-х датчиков из 6. Значение многомерной статистики Хотеллинга, вычисленное по тем же данным и нормированное согласно (1), составило 2.766. Критическое значение $F_{6,76}(0.01) = 3.052$, т.е. принимается нулевая гипотеза о равенстве математических ожиданий выборок.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предложения по модификации порядка проведения штатных перекомпенсаций позволили проводить локализацию негерметичных ТВС во время проведения регламентных работ.

Применение дифференцирования со сглаживанием позволяет уверенно определять моменты движения КП, что наряду с предложенной методикой определения оптимального порога по производной позволили автоматически выделять стационарные участки измерений.

Применение многомерной процедуры проверки гипотез уменьшает уровень ошибок первого и второго рода при принятии решений о наличии негерметичной ТВС в исследуемом районе активной зоны. Также уменьшено влияние нестабильности мощности при проведении перекомпенсации.

Программа «Автоматизированная система анализа результатов штатных перекомпенсаций FLUT-600» принята в опытную эксплуатацию на БАЭС и прошла государственную регистрацию.

Литература

1. Ломакин С.С. Ядерно-физические методы диагностики и контроля активных зон реакторов АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 1986.
2. Скоморохова А.О., Лукьянов Д.А. Применение метода перекомпенсации для определения местоположения негерметичных сборок в реакторах на быстрых нейтронах // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 2.
3. Скоморохова А.О., Лукьянов Д.А. «FLUT-600» – программа для анализа данных, полученных при проведении перекомпенсаций нейтронного поля реактора БН-600 с целью локализации негерметичных тепловыделяющих сборок / Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ №2006613850.
4. Savitzky A., Marcel Golay J.E. Smoothing and Differentiation of Data by Simplified Least Squares Procedures. / Analytical Chemistry, 36: 1627-1639. 1964.
5. Mardia K.V., Kent J.T. and Bibby J.M. Multivariate Analysis. Academic Press, 1979.

Поступила в редакцию 25.05.2007

ФИЗИКА АКТИВНЫХ ЗОН БЫСТРЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ

М.Ф. Троянов, В.И. Матвеев, М.Н. Николаев

ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



В настоящее время на основе многочисленных исследований и разработок в области быстрых реакторов возникла новая инженерная наука, которую можно было бы назвать «технической физикой быстрых реакторов». Основу этой науки составляет физика быстрых реакторов. В статье приводится краткий обзор основных разделов этой науки, включающих краткое описание ядерные данных и групповых константы, основных физических характеристик быстрых реакторов, физики реакторов БН-350, БН-600, БН-800, возможности утилизацииadioактивных отходов атомной энергетики в быстрых реакторах и ряд других вопросов.

14 октября 2006 г. исполнилось 80 лет со дня рождения крупного советского ученого, лауреата Ленинской премии Игоря Ильича Бондаренко – основателя ряда направлений развития ядерной энергетики, в частности, нового направления реакторной физики – физики быстрых реакторов.

Разработка концепции реакторов на быстрых нейтронах, которая проводилась в ФЭИ, начиная с 1950 г., потребовала проведения обширных экспериментальных и теоретических исследований. Разработка теории и методов расчета быстрых реакторов натолкнулась в то время на почти полное отсутствие экспериментальных данных по большинству ядерных констант. В 1950 г. И.И. Бондаренко было поручено измерение сечений деления и неупругого рассеяния урана-238 быстрыми нейtronами. Это и ряд других исследований позволили оценить вклад урана-238 в коэффициент воспроизведения. В то время возникали и сомнения в возможности расширенного воспроизведения ядерного топлива. И.И. Бондаренко предложил уникальный эксперимент, который позволил по остаткам взрыва ядерной плутониевой бомбы оценить коэффициент воспроизведения быстрого реактора. Уже в первых исследованиях физики быстрых реакторов стало очевидной необходимость создания системы констант для расчетов быстрых реакторов.

В 1953 г. И.И. Бондаренко создает сначала 6-групповую, а затем 9-групповую систему констант. В это же время началась разработка проектов уже достаточно мощных экспериментальных реакторов, а чуть позже – в конце 50-начале 60-х годов – проектирование быстрых энергетических реакторов большой мощности. Работы по созданию системы констант под руководством И.И. Бондаренко продолжались и к 1963 г. была завершена. Созданная система констант получила широкую известность как система констант БНАБ и используется в настоящее время во всех институтах, ведущих исследования и разработку быстрых реакторов. Удивительный талант И.И. Бондаренко проявился и в других областях ядерной и реакторной физики – в создании ядерных двигателей для освоения космоса, ион-

© М.Ф. Троянов, В.И. Матвеев, М.Н. Николаев, 2007

ных двигателей, термоэмиссионных преобразователей ядерной энергии в электрическую.

Физика быстрых реакторов, основы которой заложили А.И. Лейпунский, О.Д. Казачковский и И.И. Бондаренко получила мощное развитие в связи с разработкой проектов быстрых энергетических реакторов. Это развитие продолжается и по сей день, и ученые, и специалисты, работающие в этой области, глубоко чтят память выдающегося ученого И.И. Бондаренко.

Разработка проектов быстрых реакторов выдвигает все новые задачи в условиях меняющихся требований, связанных с функционированием атомной энергетики, с поиском и обоснованием новых технических решений, улучшающих безопасность и экономику, с признаком быстрым реакторам новых функций, например, выжигание ОЯТ тепловых реакторов, наработка полезных изотопов для промышленного использования и т.д. Реакторная физика, которую можно назвать прикладной реакторной физикой, используется здесь практически во всех исследованиях, касающихся реакторной установки и ее главных частей – активной зоны, защиты, организации регулирования, топливного цикла, выбора твэл, ТВС, органов СУЗ и т.д. В России и других странах, где накоплен большой опыт по созданию и эксплуатации экспериментальных и промышленных натриевых быстрых реакторов, возникла новая инженерная наука, которую можно было бы назвать «технической физикой быстрых реакторов». Основу этой науки составляет физика быстрых реакторов. Ниже приводится краткий обзор ряда разделов этой науки.

ОСОБЕННОСТИ ФИЗИКИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Особенность физики реакторов на быстрых нейтронах связана с особенностью сечений взаимодействия нейтронов с ядрами атомов топливных и конструкционных материалов. Область энергии нейтронов, в которой происходят основные процессы таких взаимодействий, составляет от 0,1 до 1 МэВ. В этой области средние сечения деления и поглощения составляют от 1 до 3 барн, что существенно (в сотни раз) ниже, чем в тепловой области. Эти свойства предопределяют особенности физики быстрых реакторов, которые в основном сводятся к следующему.

Для создания критических условий, в которых возможно протекание цепной реакции, необходима высокая концентрация делящихся материалов (урана-235 или плутония). Поэтому в быстрых реакторах используется топливо высокого обогащения – от 80–90% в быстрых реакторах небольшого размера до ~ 15% в реакторах с большим объемом активной зоны.

Быстрые реакторы характеризуются высокой утечкой нейтронов из активной зоны, т.к. активные зоны являются слабо поглощающей средой. Утечка нейтронов в зависимости от объема активной зоны может составлять 50–10% от общего количества рожденных нейтронов. Следовательно, область отражателя является важным элементом быстрого реактора, активно влияющего на физические и технические характеристики быстрых реакторов.

Наиболее важным аспектом, определяющим роль быстрых реакторов в атомной энергетике, является возможность расширенного воспроизводства ядерного горючего. Эта возможность определяется иным соотношением вероятности деления и захвата по сравнению с тепловыми реакторами. В быстрых реакторах существенно меньше отношение σ_u/σ_f делящихся материалов и, кроме того, выше отношение вероятности деления к вероятности захвата нейтронов в конструкционных материалах. Это и определяет высокую вероятность захвата нейтронов в уране-238, и в соответствии с этим, возможность расширенного воспроизводства ядерного горючего.

Особенность физики быстрых реакторов проявляется и в других очень важных аспектах, влияющих на безопасность, характеристики топливного цикла, на инженерные решения и т.д.

В быстром реакторе воспроизводиться в значительных количествах могут плутоний-239 и уран-233. В настоящее время технически освоенным является уран-плутониевый цикл. Ториевый цикл остается пока предметом многочисленных исследований и его реализация возможна в будущем.

Степень воспроизводства ядерного горючего принято характеризовать коэффициентом воспроизводства. Коэффициент воспроизводства (КВ) в самом общем виде может быть определен как отношение накопления основного делящегося нуклида к его же скорости выгорания. Существуют разные формулы для определения коэффициента воспроизводства, которые используются исследователями в зависимости от целей и удобства в расчетах быстрых реакторов. Повышение КВ всегда являлась главной целью разработчиков быстрых реакторов. Эта цель, однако, существенно зависит от стратегии ввода быстрых реакторов в атомную энергетику, а также от стратегии атомной энергетики в целом. На первом этапе развития быстрых реакторов – в середине прошлого столетия, особенно в России – выдвигались достаточно жесткие требования к величине КВ. Это было связано с необходимостью обеспечения высоких темпов развития атомной энергетики, при которых возникающий дефицит природного урана покрывался бы наработкой вторичного горючего в быстрых реакторах. В последующие годы, в силу очень многих причин, темпы развития атомной энергетики в мире и в России существенно снизились, и снизились также требования к величине КВ. В то же время в отечественных проектах возникло требование к высокой величине коэффициента воспроизводства активной зоны ($K_{B_{as}}$), т.к. эта характеристика имеет принципиальное значение для безопасности и топливного цикла.

Другой важной характеристикой, определяющей воспроизводство ядерного горючего в быстрых реакторах является время удвоения (T_2). Эта величина характеризует темпы развития системы быстрых реакторов, т.е. время, в течение которого мощность быстрого реактора удваивается, и является комплексной характеристикой, в которой учитываются, с одной стороны, свойства самого быстрого реактора (критическая загрузка, удельная теплонапряженность, избыточное воспроизведение), с другой стороны, характеристики внешнего топливного цикла (кампания топлива, время внешнего топливного цикла, потеря при химической переработке облученного топлива).

С точки зрения безопасности важными являются реактивностные характеристики реактора. Особенности физики быстрых реакторов определяют отрицательные значения температурных и мощностных эффектов реактивности. Главную роль в обеспечении отрицательной обратной связи играет доплер-эффект, который определяется изменением резонансного захвата материалов, составляющих активную зону при изменении ее температуры. В быстрых реакторах этот эффект в основном определяется изменением резонансного захвата на уране-238 в области энергий от 1 до 10 кэВ, которая составляет в спектре нейтронов быстрого реактора ~10%. Доплер-эффект в общем мощностном эффекте составляет ~70%, а в температурном – 40–50%. Сказанное относится к быстрым реакторам относительно большой мощности (1000 и более МВт тепловых). В быстрых реакторах малой мощности, которые не являются основой атомной энергетики, иное соотношение эффектов реактивности и доплер-эффект здесь может не играть принципиальной роли в обеспечении отрицательной обратной связи по реактивности.

В быстрых реакторах из-за высокой утечки нейтронов заметными являются

эффекты реактивности, связанные с изменением объема активной зоны вследствие температурного изменения размеров ее конструкции и деформацией активной зоны, связанной, например, с изгибами тепловыделяющих сборок. Эти эффекты могут играть основную роль в быстрых реакторах небольшой мощности и давать заметный вклад (до 40%) в быстрых реакторах большой мощности.

Среди различных эффектов реактивности быстрых реакторов особая роль в оценке безопасности принадлежит натриевому эффекту реактивности, вклад которого является не очень существенным в общее изменение реактивности при изменении температуры активной зоны, и приобретает существенное значение при полном исчезновении натрия, например, вследствие его кипения. Этот эффект характеризуется натриевым пустотным эффектом реактивности (НПЭР). В быстрых реакторах типа БН он положительный (за исключением активных зон небольшого объема).

ЯДЕРНЫЕ ДАННЫЕ И ГРУППОВЫЕ КОНСТАНТЫ

Главное достоинство быстрых реакторов – возможность расширенного воспроизведения ядерного топлива – целиком определяется особенностями сечений взаимодействия быстрых нейтронов с ядрами. Ясно, что проблеме ядерных данных, требующихся для расчетной оценки характеристик быстрых реакторов, с самого начала их разработки уделялось самое пристальное внимание. В 50-х годах оценочные расчеты быстрых реакторов выполнялись с помощью сначала 6-групповой, а затем 9-групповой системы констант, составленных на основе весьма скучных в то время экспериментальных данных о взаимодействии нейтронов с ядрами И.И. Бондаренко, Н.О. Базазянц и С.Б. Шиховым. В те же годы И.И. Бондаренко были объединены усилия физиков-экспериментаторов с целью кардинального пополнения и уточнения ядерных данных для быстрых нейтронов; теоретиков – с целью обоснованного заполнения пробелов в экспериментальных данных и физиков-реакторщиков – с целью проверки расчетов, основанных на оцененных нейтронных данных. В 1962 г. цикл этих работ завершился созданием 26-групповой системы констант, в которой были отражены все важнейшие особенности взаимодействия нейтронов с материалами. В 1964 г. эта система констант вышла из печати в нашей стране, во Франции, США и получила название БНАБ-64¹. Константы БНАБ-64 использовались при проектировании демонстрационного быстрого реактора БН-350 и их надежность была подтверждена пусковыми исследованиями характеристик этого реактора. В то же время дальнейшие исследования взаимодействия нейтронов с ядрами указали на то, что принимавшиеся в БНАБ-64 значения величины $\alpha = \sigma_c / \sigma_f$ занижены и это поставило под сомнение оценки величины коэффициента воспроизводства, достижимого в быстрых реакторах. Потребовалось уточнение констант. К этому времени Игоря Ильича Бондаренко уже не было в живых и работу по совершенствованию константного обеспечения продолжили его ученики.

В 1978 г. был завершен важный этап этой работы – создана система констант БНАБ-78, в которой не только учтены результаты новых, более полных и точных нейтронно-физических экспериментов, но и опыт верификации нейтронных данных в экспериментах на отечественных и зарубежных быстрых критических сборках и на энергетическом реакторе БН-350. Расширение рассматриваемой области энергий с 10 до 15 МэВ, более точное описание анизотропии рассеяния нейтронов, включение данных об образовании гамма-квантов позволили применить эту систему констант и для расчета радиационной защиты. Для подготовки констант к

¹ По инициалам авторов – Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Бондаренко И.И., Николаева М.Н.

расчетам была создана специальная программа АРАМАКО и комплекс АРАМАКО-БНАБ-78, аттестованный как отраслевой стандарт для расчета быстрых реакторов, в течение многих лет использовался во всех российских НИИ и КБ, занимавшихся такого рода расчетами.

К 1990 г. пришла пора заменять и эту систему константного обеспечения, главным образом в связи с тем, что расширившиеся возможности вычислительной техники позволили на порядок увеличить число энергетических групп и тем самым существенно снизить методические погрешности многогруппового приближения. Усовершенствованная 299-групповая система констант БНАБ-93 с программой подготовки констант к расчету CONSYST была создана, тщательно верифицирована и внедрена в практику инженерных расчетов. Расширились и возможности системы – она включает все константы, необходимые для расчета эволюции нуклидного состава материалов во время их облучения в реакторе и последующей выдержки, а также для расчета интенсивности радиоактивных излучений из облученных материалов. В отличие от предыдущих версий, БНАБ-93 целиком основана на библиотеке файлов оцененных нейтронных данных ФОНД-2, содержащей детальные энергетические зависимости нейтронных сечений и энергоугловых распределений вторичных нейтронов и фотонов.

За полтора десятилетия эксплуатации системы БНАБ-93-CONSYST и в ней был выявлен ряд недостатков и пришла пора очередной смены системы константного обеспечения. Первый шаг в этом направлении сделан: в 2006 г. создана Российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных РОСФОНД, которая послужит основой для формирования новой версии констант БНАБ. Работа была завершена в день 80-летия И.И. Бондаренко и авторы РОСФОНДа посвятили свой труд памяти своего друга и учителя. В настоящее время файлы РОСФОНДа уже переведены в форму, позволяющую использовать их в расчетах методом Монте-Карло с детальным слежением за энергией нейтронов по программе MCNP и начата работа по верификации оцененных данных по результатам различных интегральных экспериментов. Можно ожидать, что в ближайшие годы система константного обеспечения расчета быстрых реакторов очередной раз обновится.

Существенным недостатком всех предшествующих систем константного обеспечения (как российских, так и зарубежных) являлось отсутствие надежных данных о погрешностях констант, которые позволяли бы оценивать погрешности результатов расчетных предсказаний физических характеристик проектируемых установок. Работы в этом направлении, начатые еще в 60-х годах, продолжаются до сих пор в России и в других странах, но пока оценки погрешностей, выполненные экспертами разных стран, различаются в разы. Работы последних лет вселяют, однако, надежду, что в ближайшие годы проблему удастся разрешить на указанном И.И. Бондаренко пути совместного статистического анализа результатов измерений нейтронных сечений и результатов измерений нейтронно-физических характеристик размножающих систем и иных макроскопических экспериментов. Можно поэтому ожидать, что новая система констант, которая придет на смену БНАБ-93, позволит параллельно с расчетом нейтронно-физических характеристик реакторов получать реалистичные оценки погрешностей расчетных результатов.

КОНСТРУКТИВНЫЕ ОСОБЕННОСТИ АКТИВНЫХ ЗОН НАТРИЕВЫХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Конструктивные особенности активных зон быстрых реакторов определяются как особенностями физики быстрых реакторов, так и особенностями теплогидравлики активной зоны и теплоносителя. При формировании активной зоны одно из основных требований состоит в обеспечении максимальной объемной доли топ-

лива. Под объемной долей топлива понимается его относительное содержание (в долях или процентах) в гомогенизированной среде активной зоны. Увеличение объемной доли топлива позволяет повысить воспроизводство, особенно воспроизводство в активной зоне, что, в свою очередь, уменьшает величину потери реактивности, связанную с выгоранием топлива. С другой стороны, увеличение объемной доли топлива приводит к снижению объемной доли теплоносителя, и, следовательно, снижает эффективность теплоотвода. Значение этих величин варьируется в разных проектах реакторов БН. Однако их оптимальные значения близки к следующим величинам: топливо – 40%; натрий – 35%, конструкционные материалы (сталь) – 25%. Активная зона состоит из шестиугольных тепловыделяющих сборок (ТВС), в которых находятся цилиндрические тепловыделяющие элементы. Такая компоновка обеспечивает наиболее полное заполнение пространства активной зоны твэлами. ТВС состоит из шестиугольного чехла, внутри которого располагается пучок твэл. Твэл представляет собой цилиндрическую стальную трубку, внутри которой находится топливная таблетка из горячей прессованной смешанной двуокиси урана и плутония. Твэлы являются герметичными. В нижней и верхней части твэлов содержится топливо из двуокиси урана, которое образует верхнюю и нижнюю торцевые зоны воспроизводства. Нижние части твэлов не заполнены топливом и являются сборниками газообразных продуктов деления. Нижняя часть ТВС заканчивается хвостовиком цилиндрической формы, с помощью которого ТВС крепятся в нижнем коллекторе. В хвостовике имеются отверстия, которые обеспечивают требуемый расход натрия. Верхняя часть ТВС заканчивается головкой, имеющей отверстия для выхода натрия и обеспечивающей сцепление захватного механизма для загрузки и выгрузки ТВС.

Активная зона обычно состоит из нескольких (двух-трех) концентрических подзон, в которых используется топливо разного обогащения для выравнивания поля энерговыделения. Часть ячеек активной зоны (в количестве 5–7% от общего числа ТВС) занимается органами регулирования. В этих ячейках находятся стальные гильзы шестиугольной формы, внутри которых располагаются органы регулирования, как правило, цилиндрической формы. Орган регулирования так же, как и ТВС состоит из чехловской трубы, внутри которой располагается пучок поглощающих элементов (ПЭЛ). В ПЭЛах используется карбид бора на основе обогащенного или естественного бора. Активная зона окружается несколькими рядами ТВС с твэлами на основе двуокиси обедненного урана, образующими боковую зону воспроизводства.

В процессе проектирования реакторов БН рассматривались и другие конструкции активной зоны и ТВС. Например, ТВС круглой и квадратной формы, бесчехловые ТВС, активные зоны гетерогенного типа, в которых воспроизводящие ТВС размещаются внутри активной зоны, активные зоны с внутрикассетной гетерогенностью, активные зоны с аксиальной гетерогенностью и т.д.

ОСНОВНЫЕ ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Коэффициент воспроизводства (КВ)

Величина КВ определяется не только ядерными свойствами материалов, входящих в состав активной зоны, но и многими инженерными и технологическими факторами: мощностью и размерами активной зоны, толщиной внешних воспроизводящих экранов, конструкцией активной зоны, типом топлива, глубиной выгорания, изотопным составом плутония и многими другими. Наиболее важные результаты исследования физики КВ состоят в следующем:

- величина КВ чувствительна к «жесткости» спектра быстрых нейтронов; в реакторах небольшого объема с высоким обогащением топлива КВ на оксидном топливе составляет $\sim 1,8$; в больших реакторах – $\sim 1,25$;
- КВ чувствителен к плотности (объемной доли) топлива, а также к количеству различных «разбавителей» активной зоны – стали, натрия, поглощающих материалов и т.п.; наибольший КВ может быть достигнут в реакторах на металлическом топливе, наименьший – оксидном;
- КВ чувствителен также к толщинам боковых и торцевых экранов, при этом очень толстые экраны (>30 см) неэффективны из-за большого объема химпереработки и большой задержки наработанного топлива в топливном цикле.

Требуемая величина КВ целиком определяется выбранным сценарием развития атомной энергетики. В настоящее время, когда имеется большое количество наработанного в тепловых реакторах плутония, можно ограничиться сравнительно небольшой величиной КВ – на уровне $\sim 1,2$. В перспективе могут потребоваться более высокие значения – КВ $\sim 1,5$. Можно отметить, что для больших активных зон с использованием перспективных видов топлива (нитридного, карбидного, металлического) значения КВ на уровне 1,5–1,6 являются, по-видимому, предельными.

В последние годы в отечественных разработках большое внимание уделяется способам увеличения КВА, поскольку именно эта характеристика определяет величину запаса реактивности на выгорание и вместе с этим влияет на безопасность реактора. Была разработана концепция активной зоны с высокой долей оксидного топлива, в которой, в принципе, можно достичь КВА ~ 1 . Однако дальнейшие исследования показали, что предельный вариант с КВА ~ 1 не является оптимальным по ряду других характеристик. Тем не менее, таким способом в оксидном варианте активной зоны удается заметно увеличить КВА и уменьшить запас реактивности.

Критическая загрузка. Критическое обогащение. Поля энерговыделения

Критическая загрузка энергетического реактора определяется весом и обогащением загружаемого топлива. Что касается веса топлива, то он зависит от мощности реактора, т.к. мощность определяется при заданных допустимых нагрузках на твэл общей поверхностью твэлов, которые обеспечивают съем тепла. Эта поверхность при выбранном диаметре и высоте твэла определяет общий объем топлива и, следовательно, его вес. Таким образом, общая загрузка топлива определяется мощностью реактора, конструкцией активной зоны и теплофизическими свойствами теплоносителя. Что касается обогащения топлива, то оно определяется сечениями взаимодействия, которые определяются энергией нейтронов. В быстрых реакторах обогащение топлива в значительной степени зависит от объема активной зоны. Для маленьких активных зон обогащение может быть очень высоким (80–90%), для активных зон реакторов большой и средней мощности это обогащение существенно ниже (15–25%). Для реакторов средней мощности (типа БН-600) предельная загрузка топлива составляет $\sim 1,3$ т/ГВт (тепловых). Можно отметить, что удельная загрузка тепловых реакторов может быть не меньше, а в отдельных случаях больше, т.к. она в значительной степени определяется теплофизическими свойствами теплоносителя.

Определение критических параметров быстрого реактора является достаточно сложной задачей, связанной с тем, что при ее решении необходимо учитывать выгорание и перегрузки топлива, а также обеспечение оптимальной формы поля энерговыделения. Быстрый реактор работает, как правило, в режиме частичных перегрузок. Типичными являются трех- или четырехкратные перегрузки топлива в

течение кампании. Для обеспечения равномерных перегрузок топлива, которые характеризуются заданным интервалом времени между перегрузками « τ », необходимо формирование специальной структуры активной зоны. Эта структура предполагает нахождение в активной зоне групп ТВС с разными выгораниями, величина которых сдвинута на 1 интервал τ . Таким образом, режим работы быстрого энергетического реактора состоит из следующих стадий: стартовая загрузка; переходный режим; установившийся режим перегрузок.

При разработке реактора, в первую очередь, определяются критические параметры реактора, работающего в установившемся режиме перегрузок. Этот режим характеризуется тремя состояниями активной зоны:

- 1) состояние после перегрузки (органы компенсации реактивности от выгорания погружены в активную зону);
- 2) среднее стационарное состояние (органы компенсации реактивности от выгорания наполовину погружены в активную зону);
- 3) состояние перед перегрузкой (органы компенсации реактивности от выгорания выведены из активной зоны).

Определение критических параметров для вышеуказанного режима работы реактора состоит в определении подпиточных обогащений топлива, обеспечивающих критическое состояние активной зоны.

Подпиточное обогащение можно определять для каждого из ранее названных состояний активных зон; при этом, разумеется, подпиточные обогащения для любого из этих состояний должны быть одинаковы. Задача расчета подпиточных обогащений усложняется еще и тем, что в процессе кампании топлива должна быть обеспечена оптимальная форма поля энерговыделения.

Известно, что распределение тепловыделения по радиусу реактора имеет значительную неравномерность. Для однородной активной зоны распределение потока нейтронов по радиусу активной зоны описывается функцией, близкой к функции Бесселя (отличие происходит только за счет возмущающего действия бокового экрана). Коэффициент неравномерности поля энерговыделения в этом случае составляет $\sim 1,5$. Поэтому в этих реакторах используются различные способы выравнивания энерговыделения по радиусу. Наиболее распространенным является способ выравнивания обогащения топливом. Обычно в активных зонах быстрых реакторов используются две или три подзоны с топливом разного обогащения. Например, зона малого обогащения (ЗМО), зона среднего обогащения (ЗСО) и зона большого обогащения (ЗБО). Решение задачи определения подпиточных обогащений должно быть построено таким образом, чтобы в процессе кампании реактора поле энерговыделения имело бы минимальную неравномерность. Таким образом, задача определения подпиточных обогащений является, по существу, оптимизационной.

Эффекты реактивности. Эффективность органов СУЗ

Особенности физики быстрых реакторов, связанные с относительно небольшими сечениями взаимодействия нейтронов с ядрами практически любых материалов, определяют особенности изменения реактивности, возникающего при выгорании топлива. Здесь практически отсутствует явление отравления. А эффекты реактивности, связанные с накоплением осколков деления (шлакование), имеют относительно небольшую величину. Можно сказать, что основной вклад в изменение реактивности вносят выгорание основных делящихся изотопов и накопление вторичных делящихся изотопов, т.е. существенно зависит от КВА. Характерной величиной изменения реактивности от выгорания топлива за 1 мес. для быстрого реактора средней мощности (типа БН-600) является величина $\sim -0,6\% \Delta K/K$.

Изменение реактивности, связанное с изменением температуры или мощности реактора, обычно характеризуется температурным и мощностным коэффициентом реактивности. Температурный коэффициент реактивности характеризуется однородным разогревом реактора на 1°C . Мощностной коэффициент реактивности характеризуется изменением мощности на 1 МВт и связан при этом с неоднородным разогревом реактора. И температурный, и мощностной коэффициенты реактивности обычно представляются в виде четырех компонент.

1. Доплер-эффект – в мощностном коэффициенте вычисляется обычно по средней температуре топлива.

2. Натриевая плотностная составляющая – определяется изменение плотности натрия при увеличении его температуры.

3. Аксиальное расширение активной зоны – определяется обычно для двух случаев: топливо сцеплено с оболочкой твэл и топливо не сцеплено с оболочкой твэл и расширяется независимо.

4. Радиальное расширение активной зоны – в температурном эффекте определяется за счет температурного расширения нижнего коллектора; в мощностном эффекте определяется, исходя из разных возможных моделей радиального расширения, которые могут включать и изгибы ТВС.

Характерной величиной температурного коэффициента реактивности для реактора средней мощности (типа БН-600) является величина $\sim 3 \cdot 10^{-5} \Delta K/K \cdot 1/{\circ}\text{C}$. Характерной величиной мощностного коэффициента реактивности для реактора такого же типа является величина $\sim -0,4 \cdot 10^{-5} \Delta K/K \cdot 1/\text{МВт}$. Большое значение для оценки безопасности быстрых натриевых реакторов имеет величина натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР). Физика НПЭР изучена достаточно хорошо на расчетно-теоретическом и экспериментальном уровнях. Натрий является слабым замедлителем и его исчезновение приводит к перераспределению процессов захвата нейтронов и делений, в результате которого увеличивается вероятность деления. В быстрых реакторах большой мощности полное опустошение активной зоны приводит к появлению положительной реактивности на уровне, примерно, $+ (1,5 \div 2,0\%) \Delta K/K$. В активных зонах небольшого размера ($< 100 \text{ л}$) НПЭР имеет отрицательную величину из-за увеличения утечки нейтронов при исчезновении натрия. Помимо объема активной зоны НПЭР зависит и от многих других факторов: изотопного состава плутония, глубины выгорания топлива, содержания в топливе младших актинидов и т.п. Известные способы снижения НПЭР – уменьшение высоты активной зоны, введение гетерогенных подзон из воспроизводящего материала – основываются на ужесточении спектра нейтронов при повышении обогащения топлива. Введение замедлителя в активную зону также может снизить НПЭР, однако при этом уменьшается воспроизводство. Известен и другой способ снижения НПЭР – создание «прозрачных» экранов из натрия вокруг активной зоны. Исчезновение натрия из таких экранов приводит к увеличению утечки нейтронов и уменьшению НПЭР в интегральном смысле; положительное значение НПЭР в самой активной зоне сохраняется.

Система управления и защиты быстрого реактора (СУЗ) должна удовлетворять следующим требованиям:

- обеспечение компенсации эффектов реактивности, возникающих при выводе реактора из подкритического состояния и подъеме мощности вплоть до nominalного значения;
- обеспечение компенсации выгорания топлива в течение заданного интервала времени между перегрузками;
- обеспечение аварийного останова реактора, т.е. перевода его с любого уров-

ния мощности в подкритическое состояние.

Наиболее эффективными в спектре быстрых нейтронов являются материалы на основе изотопа бор-10. Поэтому наиболее распространенным материалом для использования в стержнях СУЗ является карбид бора (в отдельных проектах применялась окись европия, которая по эффективности сравнима с карбилем бора). В ряде проектов для компенсации выгорания использовались топливные компенсаторы, которые в отличие от поглощающих материалов практически не уменьшают коэффициент воспроизводства. Общая эффективность системы СУЗ быстрого реактора составляет $\sim 8\text{--}10\% \Delta K/K$. Общее количество органов регулирования (поглощающих стержней) зависит от размера активной зоны и размеров (диаметра) поглощающих стержней. Несмотря на то, что для быстрых нейтронов не существует сильных поглотителей, тем не менее при использовании таких материалов, как высокообогащенный карбид бора, можно обеспечить значительную эффективность отдельных поглощающих стержней на уровне от 0,5 до 1% $\Delta K/K$. Это связано с тем, что поглощающий материал в быстром реакторе поглощает нейтроны всем своим объемом из-за гораздо меньшей блокировки нейтронного поля по сравнению с тепловыми реакторами. Следует отметить, что в перспективных быстрых реакторах, которые разрабатываются в России, предполагается обеспечить высокое воспроизведение в активной зоне ($K_{BA} \sim 1$) за счет использования более плотных топлив, например, нитридных. Это позволит исключить из системы СУЗ органы компенсации выгорания, и тем самым повысить безопасность реакторов в аварийных ситуациях, которые могут возникать из-за «самохода» стержней.

ФИЗИКА РЕАКТОРОВ БН-350, БН-600, БН-800

Реактор БН-350 – первый в мире энергетический быстрый натриевый реактор большой мощности (1000 МВт тепловых) был построен в г. Шевченко (на полуострове Манышлак Каспийского моря) и введен в эксплуатацию в 1973 г. Реактор был задуман как двухцелевой – для выработки электроэнергии и опреснения морской воды.

В связи с проблемами, связанными с парогенераторами, реактор не был выведен на номинальную мощность, однако в течение 26 лет он устойчиво работал на мощности до 75% от номинальной, снабжая г. Шевченко теплом, электроэнергией и пресной водой.

Проект реактора БН-350 разрабатывался в середине 60-х годов прошлого столетия. При его разработке были прведены обширные расчетно-теоретические и экспериментальные исследования по физике быстрых реакторов. Именно тогда была создана основная концепция активной зоны быстрого натриевого реактора, которая наряду с разработкой основных подходов по выбору, расчету и обоснованию физических характеристик, включала выбор основных технических решений, например, выбор оксидного топлива, профилирование поля энерговыделения с помощью подзон разного обогащения, использование высокообогащенного карбида бора в стержнях аварийной защиты и температурной компенсации, использование топливных компенсаторов для компенсации выгорания и ряд других. На реакторе БН-350 были проведены обширные экспериментальные исследования по физике, в том числе измерения температурных и мощностных эффектов реактивности, натриевого пустотного эффекта реактивности, прямое измерение локального коэффициента воспроизведения с использованием радиохимической переработки облученного твэла.

Реактор БН-600 известен во всем мире как наиболее удачный энергетический быстрый натриевый реактор. Он был введен в эксплуатацию 8 апреля 1980 г. на Белоярской АЭС. С начала эксплуатации на энергоблоке БН-600 выработано бо-

лее 69 млрд. кВт·ч электроэнергии. При этом интегральный коэффициент использования календарного времени составил 77%, а интегральный коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) – 69%. При проектном КИУМ 80% максимальное его значение 83% было достигнуто в 1992 г.

Строительство реактора БН-600 было завершено в конце 1979 г.; 28 декабря 1979 г. начал физический пуск с загрузки источника нейtronов и ТВС бокового экрана. 26 февраля 1980 г. реактор достиг критического состояния с минимальной критической массой. В дальнейшем до начала энергопуска был проведен большой комплекс физических измерений, включающих измерения эффективности стержней СУЗ в различных конфигурациях активной зоны, измерения температурного, барометрического, гидродинамического эффектов реактивности, распределения энерговыделения, потоков нейtronов в защите реактора и ряда других характеристик.

Успешная работа реактора БН-600 во многом определялась высоким качеством проекта, в том числе высоким качеством его обоснования по физике. Важно отметить, что исследования по обоснованию физики реактора не могут ограничиваться только на стадиях разработки проекта и физического пуска, но необходимы и в процессе его эксплуатации в связи с возникающими изменениями в конструкции активной зоны. Эти изменения (если они значительны) требуют, по существу, полного расчетно-экспериментального обоснования физических характеристик реактора, как это делалось во время проектирования.

Проектная активная зона была основана на использовании обогащенного оксида урана и имела для выравнивания поля энерговыделения две зоны разного обогащения по U^{235} – 21 и 33%. Зона большого обогащения (ЗБО) перегружалась с перестановками от периферии к центру, образуя таким образом две дополнительные подзоны разного обогащения. Проектная активная зона оптимизировалась на $\min T_2$ и имела очень высокую максимальную теплонапряженность – 540 Вт/см. Эта зона эксплуатировалась с 1980 по 1986 гг. Максимальное выгорание топлива, которое удалось в ней достигнуть, составило 7% тяжелых атомов (т.а.).

При выборе компоновки активной зоны реактора БН-600 и ее параметров особое внимание было уделено организации СУЗ. В быстрых натриевых реакторах из-за относительно небольших размеров их активных зон существуют трудности расположения большого количества органов СУЗ. При проектировании реактора БН-600 было выдвинуто требование обеспечения интервала работы реактора между перегрузками (микрокампаний) на уровне 5 мес. Для решения этой задачи были проведены расчетно-теоретические и экспериментальные исследования на моделирующих критических сборках физики эффектов реактивности, органов СУЗ и их влияния на поле энерговыделения и т.д. В результате этих исследований была разработана система регулирования реактора по принципу «разделенных функций», включающая 6 стержней аварийной защиты, в которых использовался карбид бора 80% обогащения, 19 компенсаторов выгорания и температурных эффектов с использованием естественного карбида бора в одном варианте и окиси европия в другом.

В течение следующих двух лет был осуществлен переход на активную зону с тремя зонами обогащения (17, 21 и 26% по U^{235}) для исключения перестановок ТВС в ЗБО. В этой активной зоне была также снижена максимальная тепловая нагрузка до 485 Вт/см за счет увеличения ее высоты. Выгорание топлива таким образом было повышенено до 8,3% т.а.

Следующая модернизация была осуществлена в течение 1991–1993 гг. Основу ее составило применение наиболее радиационно стойких и хорошо освоенных

промышленностью конструкционных материалов, что позволило достичь выгорания топлива 10% т.а. В настоящее время уровень выгорания составляет 11,8% т.а.

Все сказанное относится к активным зонам с урановой загрузкой, которые эксплуатируются в реакторе БН-600 уже в течение четверти века, начиная с его пуска. Проект предполагал перевод реактора в бридерный режим, основной для быстрых реакторов. В середине 80-х годов прошлого века были начаты проработки гибридной активной зоны – первого этапа в освоении бридерного режима. Однако эти работы были приостановлены вплоть до начала нового этапа – утилизации оружейного плутония. Благодаря финансовой поддержке США и Японии за последние 8–10 лет были проведены глубокие исследования физики гибридной активной зоны на расчетно-теоретическом и экспериментальном уровнях. Проведены также предварительные исследования физики реактора БН-600 при полной загрузке активной зоны МОХ-топливом.

Исследования физики реактора БН-600 побуждаются не только разработкой новых активных зон. Важную роль такие исследования играют при постановке в реактор экспериментальных ТВС, проведении распределений нейтронного поля и тепловыделений в ТВС (гамма-сканирование), оценках баланса реактивности и др.

Реактор БН-800 продолжает линию БН-600. Основная цель этого проекта заключается в использовании смешанного топлива и освоении элементов замкнутого топливного цикла. Активная зона подобна активной зоне реактора БН-600, но с увеличенным в 1,5 раза количеством ТВС. Некоторые изменения произошли в системе СУЗ: в компенсаторах используется обогащенный карбид бора (до 60%) и добавлено два аварийных стержня на пассивных принципах. Главное отличие – введение натриевой полости над активной зоной. При повышении температуры натрия на выходе из реактора или его исчезновении в результате кипения увеличивается аксиальная утечка нейtronов и возникает отрицательная реактивность. Параметры натриевой полости подобраны таким образом, что величина этой отрицательной реактивности оказывается достаточной для компенсации положительной реактивности от активной зоны. Таким образом, интегральный эффект реактивности от исчезновения натрия из ТВС активной зоны будет иметь нулевую или слабо отрицательную величину. Обоснование такого проекта потребовало проведения глубоких расчетно-экспериментальных исследований по обоснованию физики активной зоны. Реактор БН-800 в настоящее время строится на площадке Белоярской АЭС, пуск намечен на 2012 г.

УТИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В БЫСТРЫХ РЕАКТОРАХ

Наиболее острой проблемой, связанной с функционированием атомной энергетики, является накопление радиоактивных отходов (РАО) в виде продуктов деления и актинидов. Последние определяются плутонием и группой так называемых младших актинидов (МА) – нептунием, америцием и кюрием. Из реактора ВВЭР-1000, например, выгружается каждый год около 20 т отработавшего топлива, которое содержит приблизительно 1% плутония (~200 кг) и около 0,1% МА (~20 кг). Если учесть, что мощность всех атомных электростанций России, состоящих из реакторов ВВЭР и РБМК, составляет порядка 22 ГВт, то ежегодные отходы атомной энергетики (ЯЭ) составят ~500 т, в которых содержится около 5 т плутония и ~0,5 т МА.

Общий подход, которого придерживаются в настоящее время ученые и инженеры многих стран, работающие в области обращения с радиоактивными отходами (РАО), состоит в целесообразности радиохимической переработки отработавшего топлива, в процессе которой извлекаются уран, плутоний и младшие актиниды. Извлечение младших актинидов из отработавшего топлива целесообразно не

только из-за их относительно высокой долгоживущей активности, но и для снижения величины энерговыделения захораниваемых РАО. Таким образом, в остатке РАО будут содержаться в основном продукты деления и некоторая часть неизвлеченных актинидов. Очевидно, что вопрос очистки РАО от долгоживущих актинидов при их радиохимической переработке имеет принципиальное значение.

Считается, что продукты деления в основном распадутся через 300–400 лет. В настоящее время разработаны достаточно надежные способы их долгосрочного хранения с помощью предварительного остекловывания.

Основная проблема обращения с РАО связана с долгоживущими актинидами. Долговременное хранение долгоживущих актинидов требует создания надежных хранилищ, оборудованных необходимыми техническими средствами (контроль выхода газообразных радиоактивных продуктов, спецвентиляция, защитные меры в случае возникновения аварийных ситуаций, включая запроектные аварии), что потребует значительных затрат. Существует также вполне обоснованное недоверие к надежности существующих методов захоронения, устойчивости геологических формаций, возможности обеспечения герметичности входных проходов, обеспечения непопадания воды из прилегающих горных пород и т.п. Поэтому рассматриваются различные эффективные методы трансмутации и выжигания долгоживущих актинидов, которые позволяют существенно уменьшить их массу. Здесь также имеется ряд нерешенных вопросов.

Эффективное выжигание актинидов может осуществляться за счет создания полностью или частично замкнутого топливного цикла атомной энергетики. Проведенные исследования показывают, что замкнутый топливный цикл системы тепловых реакторов организовать практически невозможно. Рост начальных обогащений при рецикле из-за значительного увеличения доли четных изотопов плутония выходит за рамки существующих ограничений в физике тепловых реакторов. Помимо ограничения содержания четных изотопов в нарабатываемом плутонии, необходимо отделение группы МА.

Быстрые реакторы, в этом смысле, имеют принципиальные отличия от тепловых. Фундаментальные свойства быстрых реакторов, связанные с особенностями сечений взаимодействия различных нуклидов с нейтронами высоких энергий, могут обеспечить эффективное выжигание пороговых изотопов плутония и МА. Теоретические исследования показывают, что в системе быстрых реакторов, работающих в замкнутом топливном цикле, происходит практически полная утилизация нарабатываемых актинидов. При этом поддерживается невысокий уровень содержания МА в топливе (менее 1%), а в отходы будет уходить только неотделяемая часть актинидов от продуктов деления. Для современной радиохимии эта неотделяемая часть составляет ~ 0.5% от общего количества нарабатываемых актинидов. Практически это означает, что количество, например, плутония в отходах по сравнению с открытым топливным циклом может быть уменьшено в сотни раз. А в дальнейшем, по мере усовершенствования методов переработки, в тысячу и более раз.

В системе тепловых и быстрых реакторов последние могут взять на себя роль утилизатора МА. При этом при правильном выборе параметров АЭ может быть достигнута полная утилизация нарабатываемых актинидов как тепловых, так и быстрых реакторов.

В настоящее время исследованы на концептуальном уровне, а для некоторых вариантов выполнены более глубокие проработки, различные пути использования реакторной технологии для утилизации отходов ЯЭ. В этих исследованиях превалируют быстрые реакторы, хотя для эффективной утилизации плутония могут использоваться также и тепловые реакторы типа ВВЭР.

Не проводя анализа всего многообразия возможных способов и путей утилизации отходов АЭ, ограничимся лишь анализом возможного использования быстрых реакторов типа БН. Прежде всего разграничим две проблемы: выжигание плутония и выжигание МА.

Следует отметить, что энергетический плутоний является эффективным топливом для тепловых и быстрых реакторов. Предпочтительнее использовать энергетический плутоний в быстрых реакторах, поскольку эффективность такого использования из-за высокого коэффициента воспроизведения гораздо выше, чем в тепловых реакторах. Для начальной фазы развития быстрых реакторов очень выгодно использовать этот плутоний для начальных загрузок, поскольку уже накоплено значительное количество такого плутония в отработавшем топливе тепловых реакторов.

Утилизацию МА можно осуществить в быстрых реакторах 3 разными способами:

- использование традиционного МОХ-топлива с гомогенным введением некоторого количества МА;
- использование нового топлива – топлива без урана-238, замененного инертной матрицей; позволяющего вводить значительное количество МА;
- использование специальных облучательных устройств (ТВС) с сильным замедлителем на основе гидридов металлов и элементами, содержащими МА.

Количество вводимых МА в традиционное топливо быстрых реакторов ограничивается безопасностью. Основное ограничение связано с НПЭР. Поэтому в быстрых реакторах с традиционным топливом, практически, невозможно утилизировать внешние МА. Собственные МА, количество которых в равновесном состоянии $\sim 0,8\%$ от веса тяжелых атомов, утилизировать можно, однако при этом нулевое значение НПЭР в активных зонах с натриевой полостью находится на пределе.

В активных зонах с топливом без урана-238 НПЭР отрицателен и поэтому можно вводить в топливо значительное количество МА.

Расчетно-теоретические исследования динамики превращений при облучении МА в быстром реакторе позволили сделать самые общие выводы.

1. Эффективность выжигания МА существенно зависит от величины нейтронного потока. В быстрых реакторах, работающих в открытом топливном цикле, может быть выужено в течение года (переведено в продукты деления) $\sim 5\%$ от общего количества введенных в топливо МА.

2. Трансмутация МА достаточно эффективна в быстрых реакторах, работающих в замкнутом топливном цикле. Здесь недостаток нейтронного потока компенсируется временем циркуляции выжигаемых МА.

3. Среди группы МА наибольшей α -активностью обладает кюрий, даже небольшие количества кюрия в свежем топливе существенно усложняют его изготовление, поэтому рекомендуется не трансмутировать кюрий, а организовать обращение с ним по отдельной схеме.

Более привлекательным является способ выжигания МА с помощью специальных облучательных устройств. Исследования в этом направлении проводились в России и во Франции.

Конструкция выжигательных сборок предполагает гетерогенное размещение замедлителя и МА. В центральной области стандартного чехла ТВС располагается замедлитель (гидрид циркония), а на периферии – один ряд твэлов с МА в инертной матрице). За 2 кампании (840 эфф. сут) в реакторе типа БН-800 можно достичь глубину выгорания МА $\sim 80\%$ т.а. при загрузке 2.5 кг МА на одну выжигательную сборку или около 90% т.а. при загрузке 0.71 кг МА на одну сборку. За три кампании (1260 сут.) те же показатели могут быть увеличены до 90–94 и 96–98%

соответственно. Дальнейшее прямое захоронение отработавшего топлива (которое практически уже не содержит МА) в геологических структурах позволяет избежать повторных переработок облученных МА. При расположении в расширенной активной зоне реактора типа БН-800 133 выжигательных сборок, содержащих элементы с МА в инертной матрице и сильный замедлитель, за год можно выжигать 100–110 кг ^{241}Am или ^{237}Np . Это позволяет уничтожать МА, нарабатываемые в 5–6 реакторах ВВЭР-1000.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Дальнейшие задачи в области физики быстрых энергетических натриевых реакторов связаны с разработкой коммерческого быстрого реактора большой мощности (1800 МВт эл). Прежде всего необходимо дальнейшее усовершенствование константно-методической и программной базы для обеспечения необходимой точности расчетов физических характеристик проектируемых реакторов.

Выбор оптимальных параметров таких реакторов и их обоснование по-прежнему является центральной задачей. Параметры активной зоны должны быть увязаны с организацией всего замкнутого топливного цикла, включая обращение с отработанным ядерным топливом, долговременным хранением радиоактивных отходов и их окончательным захоронением. Актуальными остаются задачи дальнейшего повышения безопасности за счет использования внутренних естественных свойств, исследования и оптимизации топливных режимов работы реактора в условиях подпитки плутонием разного изотопного состава, исследования проблем баланса реактивности и НПЭР, возможности перевода режима работы реактора на 2-годовую микрокампанию и ряд других.

Литература

1. Гулевич А.В., Кудинова Л.И., Фролов Ю.В. ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ. ЛЕТОПИСЬ В СУДЬБАХ.– Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2006.
2. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Ч. 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучения// ВАНТ. Сер.: Ядерные константы. – Вып. 1. – М., 1996. – С. 59.
3. Матвеев В.И., Мурогов В.М., Поплавский В.М. и др. Современная концепция развития реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем// Теплоэнергетика. – 1994. – № 5. – С. 2-10.
4. Кривицкий И.Ю., Матвеев В.И. Исследования по выбору и обоснованию активной зоны реактора БН-800 с нулевым значением натриевого пустотного эффекта реактивности/ Препринт ФЭИ-2542. – Обнинск, 1996.
5. Поплавский В.М., Матвеев В.И., Рогов В.А. и др. Физические и инженерные проблемы повышения безопасности и эффективности и эффективности выжигания актинидов в перспективном быстром реакторе: Монография. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2001.
6. Елисеев В.А., Матвеев В.И. Концепция перспективного реактора большой мощности с натриевым теплоносителем на принципах естественной безопасности и ядерного нераспространения/ Препринт ФЭИ-2879. – Обнинск, 2001.
7. Казачковский О.Д., Елисеев В.А., Матвеев В.И., Цибуля А.М. Перспективы использования смешанного оксидного топлива в быстрых реакторах с натриевым охлаждением// Атомная энергия. – 2004. – Т. 96. – Вып. 5. – С. 361-366.
8. Матвеев В.И., Кривицкий И.Ю., Елисеев В.А., Поплавская Е.В., Цикунов А.Г. Использование быстрых натриевых реакторов для эффективной утилизации плутония и младших актинидов/ Конф. «Ядерные энергетические технологии с реакторами на быстрых нейтронах», посвященная 100-летию со дня рождения А.И. Лейпунского (Обнинск, 8-10 декабря). – С. 74-75.
9. Елисеев В.А., Поплавская Е.В. Возможности глубокого выжигания америция и нептуния в активной зоне быстрого натриевого реактора// Атомная энергия. 2004. – Т. 96. – Вып. 3. – С. 193-199.

Поступила в редакцию 02.04.2007

Павел Леонидович Кириллов (к 80-летию со дня рождения)

20 августа 2007 г. исполнилось 80 лет со дня рождения **Павла Леонидовича Кириллова** – талантливого ученого, опытного педагога и руководителя, действительного члена Международной и Российской инженерных академий, заслуженного деятеля науки и техники Российской Федерации, доктора технических наук, профессора, Почетного доктора Обнинского государственного технического университета атомной энергетики.

Павел Леонидович Кириллов занимает особое место в славной когорте отечественных специалистов, занимающихся теплофизическими исследованиями для атомных энергетических установок. Выполненные им и под его руководством работы по теплофизическому обоснованию реакторов с охлаждением жидкими металлами, включая гидродинамику и теплообмен в активных зонах, гидродинамику контуров, кризис теплообмена, технологию теплоносителей получили широкую известность.

Этот человек творит науку, как счастливое и радостное дело. Тем, кто наблюдает этот процесс тоже радостно и интересно живется с ним рядом.

После окончания в 1950 г. Московского энергетического института он был направлен на работу в Физико-энергетический институт. С тех пор его жизнь связана с Обнинском. Ему посчастливилось работать под руководством А.И. Лейпунского в команде члена-корреспондента АН СССР В.И. Субботина. Здесь Павел Леонидович обеспечивал важные направления исследований, а затем и возглавил дружный коллектив теплофизиков.

Первые годы трудовой и научной деятельности П.Л. Кириллова были посвящены разработке новых методик расчета теплофизических характеристик ядерных реакторов. На основе результатов экспериментов разрабатывались модели и методы прогнозирования процессов отвода тепла в активных зонах, теплообменниках и парогенераторах ядерных реакторов, совершенствовались полуэмпирические теории кризиса теплообмена в пучках труб. В последующие годы были созданы методы описания критических тепловых потоков в различных каналах, в том числе в каналах сборок реакторов ВВЭР.

В 1965–1970 гг. выполнены экспериментальные исследования процессов кипения жидких металлов в каналах, критических тепловых потоков, теплообмена в парогенераторах натрий–вода. А в конце 70-х годов им был организован и проведен уникальный эксперимент по кризису теплообмена в трубах с участием 10 организаций для создания более точных методов расчета критических тепловых потоков реакторов.

В 1980 г. по инициативе П.Л. Кириллова в теплофизическом отделении создается лаборатория – Центр теплофизических данных для накопления экспериментальной и другой информации по теплофизике в элементах ЯЭУ, хранения этих данных, организации их использования, для выработки рекомендаций для расчетов. Накануне разорительной ломки в науке и атомной энергетике эти действия оказались провидческими и очень полезными: удалось собрать и сохранить массу уникальных данных по теплофизике ЯЭУ, накопленных ранее в ФЭИ и других организациях.



Результаты работ П.Л. Кириллова нашли непосредственное применение в строящихся и действующих реакторах, таких как БР-5, БОР-60, БН-350, БН-600 и БН-800.

На основе этих разработок П.Л. Кириллов защитил кандидатскую диссертацию в 1958 г., а в 1968 – докторскую. Список его научных трудов включает более 300 наименований. С его авторитетным мнением считаются и руководители проектов, и маститые ученые.

Почти полвека, с 1956 г., Павел Леонидович активно работает в составе коллектива Обнинского филиала МИФИ, в 1959 г. становится доцентом, в 1965 – профессором, а в 1972 г. Павел Леонидович возглавил кафедру теплофизики, преобразованную в 1976 г. в кафедру «Атомные электростанции». С этого года кафедрой АЭС начат выпуск специалистов по эксплуатации атомных электростанций и установок.

Павел Леонидович не ограничивается преподавательской деятельностью, он вносит вклад в развитие института, является одним из основных разработчиков технического задания на строительство ИАТЭ, активно участвует в разработке научно-методических принципов подготовки специалистов для эксплуатации АЭС.

Он не жалеет энергии и сил для передачи накопленных знаний молодому поколению. Им подготовлено 17 кандидатов наук, многие из которых уже имеют докторские степени. Он является автором ряда книг, учебников и учебных пособий. По его учебнику «Тепломассообмен в ЯЭУ» и ряду изданных им постоянно востребованных справочников обучаются студенты не только ИАТЭ, но и других вузов. Последняя изданная им монография «Имена и числа подобия» (2006 г.) помимо своей увлекательности послужит руководством для преподавателей, как пример сочетания изложения научных знаний с историческими путями их формирования. Научные семинары под руководством Павла Леонидовича всегда интересны и привлекают широкий круг творческих людей.

Значителен вклад П.Л. Кириллова и в развитие международного научно-технического сотрудничества. При его активном участии у теплофизического отделения установились прочные научные связи с научными учреждениями многих стран, что принесло П.Л. Кириллову и его сотрудникам мировую известность. Павел Леонидович прошел хорошую школу от руководителя научной группы до директора отделения. Он является членом Ученого совета ФЭИ, членом редколлегии журнала «Атомная энергия», был председателем Отраслевого координационного совета по теплофизике, что требовало очень высокого профессионализма, каким, несомненно, и обладает П.Л. Кириллов.

Активное и плодотворное участие П.Л. Кириллова в выполнении важных народно-хозяйственных задач отмечено правительственные наградами: орденами «Знак Почета», «Трудового Красного Знамени», «За заслуги перед Отечеством 4 степени» и другими, ему присвоено звание «Заслуженный деятель науки и техники РСФСР». В 1991 г. П.Л. Кириллов избран действительным членом Международной инженерной академии.

В общении с ним чувствуют себя комфортно и студенты первого курса, и убеленные сединами маститые ученые. Это потому, что он сам весьма деликатный и уважительный человек.

Свой юбилей П.Л. Кириллов встречает загруженный делами. Он как всегда активен и полон творческих сил и идей. Энергия и позитивный заряд, который продолжает нести Павел Леонидович, обещают новые результаты.

Друзья, коллеги и ученики от души поздравляют Павла Леонидовича Кириллова с юбилеем и желают ему крепкого здоровья, творческого долголетия, успехов во всей его многогранной деятельности.

Счастья и удачи Вам, дорогой Павел Леонидович!

**1 июня 2007 г. исполнилось
75 лет профессору, д.ф.-м.н.,
заместителю главного редактора
журнала
«Известия вузов.
Ядерная энергетика»
Евгению Сергеевичу
Матусевичу**

В 1956 г. после окончания знаменитого Ленинградского политеха Е.С. Матусевича приняли на работу в ФЭИ в качестве старшего лаборанта. Здесь он очень быстро завоевал авторитет, как знающий и исполнительный молодой специалист. Он измерил анизотропию каскада гамма-квантов, появляющихся при β -распаде кобальта. Эта работа была доложена на НТС института и Евгений Сергеевич стал известным молодым специалистом. Он принимал участие в важнейших в ту пору исследованиях по распространению рассеянного излучения в воздушном пространстве. Эти работы были основой для его кандидатской диссертации, которую он защитил в 1963 г. В дальнейшем круг его интересов был связан с изучением характеристик вторичных нейтронов при взаимодействии с тяжелыми ядрами нуклонов с высокими энергиями. Это было время, когда интерес к электроядерному способу производства электроэнергии достиг максимума. Докторскую диссертацию на основе проведившихся экспериментов и анализа их результатов Евгений Сергеевич защитил в 1973 г. Отметим, что в таком возрасте защита докторской диссертации исследователем-экспериментатором – достаточно редкое событие. В дальнейшем Евгений Сергеевич возглавлял лабораторию, которая занималась исследованием перспективных реакторов для космических аппаратов.



В начале 60-х годов Евгений Сергеевич начал преподавать в Вечернем отделении № 5 МИФИ и проявил себя изобретательным и разносторонним педагогом. Принял активное участие в написании учебных пособий, первых, изданных преподавателями ИАТЭ во Всесоюзном издательстве. С 1989 по 2000 гг. Е.С. Матусевич возглавлял в ОИАТЭ кафедру ядерной физики. За это время по его инициативе в рамках специальности «Радиационная безопасность» была создана новая специализация «Методы и средства лучевой диагностики и терапии» и специальность «Медицинская физика».

Под руководством Е.С. Матусевича 11 молодых людей успешно защищили кандидатские диссертации. По сути, в ИАТЭ создана школа подготовки научных кадров по специальностям, связанным с медицинской физикой, с техникой лучевой терапии и диагностики, с радиационной безопасностью.

Е.С. Матусевич – соавтор и автор десятка книг, две из которых по экспериментальной ядерной физике и экспериментальной физике реакторов издавались неоднократно и в том числе на английском и французском языках.

Евгений Сергеевич продолжает вести и научную работу, причем область его научных интересов чрезвычайно широка: физика атомного ядра, физика атомных реакторов, снятие блоков АЭС с эксплуатации, исследования распределений поглощенных доз в теле человека и многие другие.

Отметим, что занимаясь в последнее время физикой с медицинским уклоном, Евгений Сергеевич на практике «делает» свое здоровье, пробегая как минимум не менее 20 километров в неделю.

Поздравляя с юбилейной датой, редколлегия и кафедры института желают Евгению Сергеевичу здоровья и творческого долголетия.



**20 сентября 2007 г. исполнилось
75 лет заслуженному деятелю науки и
техники РФ, д.т.н., профессору
Владиславу Алексеевичу
Острайковскому**

В начале 50-х годов В.А. Острайковский окончил Ленинградскую Краснознаменную военно-воздушную инженерную академию по специальности «Эксплуатация самолетов и авиадвигателей». После службы в стратегическом полку дальней авиации он переехал в Пермь, где вскоре (в 1964 г.) защитил кандидатскую диссертацию и стал начальником кафедры эксплуатации специальной техники Пермского высшего военного командно-инженерного училища ракетных войск. Область его научных интересов в те годы – надежность сложных технических систем.

В 1975 г. В.А. Острайковский переезжает в Обнинск, где он сразу возглавил Факультет кибернетики Обнинского филиала МИФИ, а еще через несколько лет (в 1981 г.) – кафедру автоматизированных систем управления. В 1984 г. защищает докторскую диссертацию по проблемам теории надежности применительно к АЭС.

В 1997 г. он открывает специальность АСУ в Сургутском государственном университете, где становится заведующим выпускающей кафедры информатики и вычислительной техники. За несколько лет своего существования его сургутская кафедра сформировала устойчивый педагогический потенциал и развернула ряд интереснейших научных исследований, на базе которых был создан докторский совет.

В Обнинске Владислав Алексеевич создал свою научную школу и воспитал большую плеяду учеников. В общей сложности им подготовлено около 30 кандидатов и 7 докторов наук.

Сегодняшние научные интересы В.А. Острайковского охватывают широчайший спектр кибернетических проблем. Им опубликовано около 400 печатных работ. Среди них множество монографий, посвященных вопросам надежности и безопасности сложных систем, неоднократно переизданный учебник по информатике, которым пользуются студенты вузов и средних технических учебных заведений по всей стране. За последние годы в центральных издательствах он выпустил учебники по эксплуатации атомных станций, теории надежности, теории систем, технике разработки программ, теоретическим основам автоматизированного управления, теории катастроф.

Около тридцати лет В.А. Острайковский входит в Президиум учебно-методической комиссии по специальности 230100 – Автоматизированные системы обработки информации и управления. Без его участия не принимается ни одно принципиальное решение, касающееся стратегии развития этой специальности.

Он – заслуженный деятель науки и техники РФ, академик Международной академии информатизации, награжден 9 правительственными наградами. Его имя хорошо известно в мире, его знают на всех атомных станциях и чрезвычайно высоко ценят в нашей отрасли.

Редакция журнала, друзья, коллеги и ученики поздравляют Владислава Алексеевича с юбилеем и желают ему здоровья, творческого вдохновения, процветания многогранного таланта, успехов во всех нескончаемых начинаниях и новых достойных учеников.

Юрий Александрович Коровин (к 70-летию со дня рождения)

17 июля 2007 г. исполнилось 70 лет со дня рождения профессора Юрия Александровича Коровина – выдающегося педагога, ученого и организатора – одного из той когорты людей, которые создавали высшее профессиональное образование в Обнинске, формировали наш уникальный ядерный университет и выращивали научные школы. Уникальность вклада Юрия Александровича трудно переоценить. Кафедра общей и специальной физики, многолетним заведующим которой он является, встречает первокурсников в нашем вузе. Из тысяч специалистов, окончивших наш вуз, трудно отыскать человека, который не знал бы Юрия Александровича и не вспоминал бы его с благодарностью за полученные знания по физике, за заботу и участие в становлении студента в стенах вуза. Ю.А. Коровин пятнадцать лет возглавлял главный факультет (известный ранее как Факультет атомных электростанций). На всех без исключения атомных станциях в России и странах бывшего Советского Союза трудятся специалисты, путевку в профессиональную жизнь которым давал их декан Юрий Александрович Коровин. В 2007 г. кафедра Юрия Александровича выпустила первых магистров по направлению «Физика» со специализацией в области физики ядра и элементарных частиц.



Имя Ю.А. Коровина широко известно в научном сообществе. В 1985 г. им была создана Отраслевая научно-исследовательская лаборатория по изучению перспективных ядерно-энергетических установок. Целью лаборатории был поиск решений проблем, с которыми сталкивается развитие ядерной энергетики. В начале 80-х годов такой проблемой была наработка плутония для обеспечения быстрорастущей ядерной энергетики Советского Союза. В лаборатории былложен фундамент развития школы по использованию ускорительных систем и установок на основе реакции синтеза для решения задач бридинга топлива. Впоследствии потенциал школы был использован для изучения трансмутации ядерных отходов (90-е годы) и сейчас применяется для формирования топливного цикла, защищенного против несанкционированного распространения ядерного оружия. Юрием Александровичем было воспитано 8 кандидатов и два доктора наук.

...Труд Юрия Александровича уже получал высокие оценки. В 1986 г. он был удостоен ордена «Знак Почета» (Президиум Верховного Совета СССР), в 2000 г. – медали «За заслуги в повышении безопасности атомных станций» (Концерн «Росэнергоатом»), в 2002 г. – нагрудного знака «Ветеран атомной энергетики и промышленности» (Министерство Российской Федерации по атомной энергии), в 2004 г. – звания «Заслуженный работник высшей школы Российской Федерации» (Президент Российской Федерации), в 2007 г. – звания Почетный доктор ИАТЭ. Труд Юрия Александровича заметен в деятельности и становлении его многочисленных учеников. Здоровья, личного счастья и дальнейших творческих успехов, Вам, дорогой Учитель!



**5 августа 2007 г.
исполнилось 70 лет
заведующему кафедрой
«Автоматика, контроль
и диагностика ЯЭУ»
Обнинского государственного
университета атомной энергетики,
д.т.н., профессору, академику,
заслуженному деятелю науки РФ,
почетному работнику
высшего образования России
Адольфу Ивановичу Трофимову**

А.И. Трофимов закончил Томский политехнический институтт, по окончании которого в 1964 г. работал на Сибирском химическом комбинате в Томске-7.

В 1968 г. был переведен на работу в Отделение № 1 Томского политехнического института (Северская технологическая академия) заведующим кафедрой, а с 1976 г. директором. Активно занимался научной работой по тематике Сибирского химического комбината, в 1974 г. защитил кандидатскую диссертацию, в 1983 г. стал доктором технических наук.

Адольф Иванович работает в ИАТЭ с 1986 г., до 1998 г. – в должности проректора по научной работе. В 1988 г. он организовал кафедру «Автоматика, контроль и диагностика АЭС» и по настоящее время является заведующим этой кафедрой, а также научным руководителем проблемной лаборатории «Контроль и диагностика АЭС».

Научная работа А.И. Трофимова связана с разработкой систем диагностики АЭС. По этой тематике им получено 2 диплома на открытия, более 100 авторских свидетельств и патентов, выпущено 15 монографий. Он избран действительным членом Российской академии естественных наук и Международной академии авторов открытий и изобретений.

Вся деятельность Адольфа Ивановича посвящена плодотворной научной и педагогической работе на благо воспитания молодежи и подъема научного и производственного потенциала атомной энергетики России.

А.И. Трофимов – автор 20 учебников и учебных пособий по приборам и системам контроля ядерных энергетических установок.

При участии Адольфа Ивановича вышел в свет 5-томный учебник по методам классической и современной теории автоматического управления, изданный МГТУ им. Н.Э. Баумана.

А.И. Трофимов награжден правительственные и отраслевыми наградами.

Мы, сотрудники и коллеги по работе, очень уважаем Адольфа Ивановича как талантливого, принципиального, доброго и отзывчивого руководителя коллектива.

Желаем глубокоуважаемому Адольфу Ивановичу богатырского здоровья, долгих лет плодотворной деятельности, а также новых открытий в науке и богатой всеми благами жизни.

**5 июня 2007 г. д.т.н., профессору кафедры
«Теоретическая и экспериментальная физика ядерных реакторов» МИФИ, члену редколлегии журнала «Известия вузов.
Ядерная энергетика» Анатолию Николаевичу Шмелеву
исполнилось 70 лет**

Профессор А.Н. Шмелев окончил МИФИ в 1961 г. и с тех пор вся его научная и педагогическая деятельность связана с МИФИ и с кафедрой теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов. Работа под научным руководством академика Академии наук Украины А.И. Лейпунского, заведующей кафедрой профессора Л.Н. Юровой, профессора кафедры С. Б. Шихова, тесные контакты с Физико-энергетическим институтом (Обнинск) сформировали А.Н. Шмелева какченого с глубокими знаниями и широким кругозором, позволившими ему внести существенный вклад в решение различных проблем физики и техники ядерных реакторов.

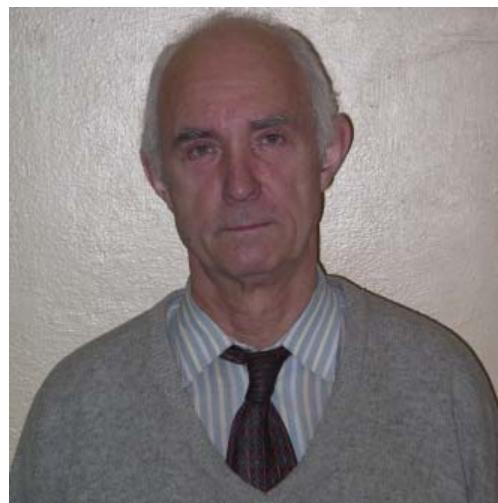
В 1967 г. А.Н. Шмелев успешно защитил кандидатскую, а в 1989 г. – докторскую диссертацию. Результатом его исследований за многие годы научной деятельности явились две монографии, многочисленные учебные пособия, более 200 печатных научных трудов, около 50 изобретений и патентов.

Профессор А.Н. Шмелев хорошо известен в широких кругах отечественных и зарубежных специалистов, занимающихся физикой и техникой ядерных реакторов на быстрых нейтронах, проблемами топливных циклов ядерной энергетики, системными исследованиями, проблемами конверсии и нераспространения оружейных расщепляющихся материалов, проблемами обезвреживания радиоактивных отходов. В период с 1985 по 1990 гг. профессор А.Н. Шмелев руководил в МИФИ межкафедральной Проблемной физико-энергетической лабораторией «Ядерные энергетические установки».

В настоящее время профессор А.Н. Шмелев является заместителем научного руководителя Межвузовской научно-технической программы «Физико-математические проблемы безопасности ядерной энергетики». Он – бессменный руководитель научного семинара кафедры.

В течение более 40 лет профессор А.Н. Шмелев ведет педагогическую работу: руководит дипломниками и аспирантами, читает лекции по современным проблемам физики и техники ядерных реакторов, по проблемам развития ядерной энергетики. Богатая эрудиция, доброжелательность, внимание к сотрудникам и ученикам создают вокруг профессора А.Н. Шмелева особую творческую атмосферу, способствующую решению важных научных проблем.

Сотрудники кафедры теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов МИФИ сердечно поздравляют Анатолия Николаевича Шмелева со славным юбилеем, желают здоровья, благополучия, новых творческих успехов в научной и педагогической деятельности.



ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.546

Example of Application Markovs Process with Incomes at Acceptance of Engineering Decisions Concerning Objects of Nuclear Technologies in Conditions of Uncertainty on an Example of Object «Shelter» Chernobyl NPP | Yu.V. Volkov, A.V. Sobolev; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2007. – 7 pages, 3 tables, 1 illustration. – References – 4 titles.

Application of markovs process with incomes for search of optimum strategy of «behavior» in conditions of uncertainty is considered. The technique of construction adequate markov is offered to model of process for objects of nuclear technologies, on an example of object «Shelter» Chernobyl NPP.

УДК 621.039.58

NPP Equipment Life Time Prediction Methods | O.M. Gulina, N.L. Salnikov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2007. – 7 pages, 3 tables, 4 illustrations. – References – 4 titles.

Its shown that problem of NPP equipment life time prediction is based on the estimation of moment the parameter observed or calculated achieves limited level. There are considered some mathematical models for different kinds of degradation processes and information obtained. Some results are presented.

УДК 621.039.58

Method for Processing of Statistical Data on Equipment Reliability During NPP Operation | S.P. Saakian, V.A. Ostreikovsky, V.A. Chepurko; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2007. – 8 pages, 6 illustrations. – References – 3 titles.

The records of failures during NPP operation are one of the highest importance for determination of NPP equipment reliability performance. These records however due to objective and subjective reasons are no more than the homogeneous stream of events, the fact that brings difficulties into the process of calculating the equipment reliability characteristics. The given paper proposes the new methods of data handling for heterogeneous stream of statistical data on equipment failures which gives the possibility of getting more truthful information about NPP equipment and systems reliability performance.

УДК 621.039.58

The Residual Life Time Estimation for the Nonrestorable Elements of the RBMK-1000 PCS Electrical Equipment of the Smolensk NPP's First Power Unit | S.V. Sokolov, A.V. Antonov, V.A. Chepurko; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2007. – 6 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References – 3 titles.

In the paper the statistical methods of residual life time estimation for nuclear power plants' (NPP) electrical equipment are considered. The mathematical model of the reliability characteristics calculation for the nonrestorable elements is given. The results of the residual life time calculations for elements of the protection control system's electrical equipment are represented in the paper. As a basis for calculation the statistical data about failures of the RBMK-1000 protection control system equipment of the Smolensk NPP's first power unit were used.

УДК 621.039.5

Application of PSA for NPPs with VVER-type Reactors of New Generation under Design | G.V. Tokmachev; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2007. – 10 pages. – References – 20 titles.

The paper discusses the use of probabilistic safety assessments (PSA) to support design evaluation for a new generation of advanced nuclear power plants with VVER-type reactors. The concept of the new VVER plants is briefly described. The design solutions to improve safety, which are based on in-depth principles and results of PSAs performed for operating VVER plants, are characterized. The evaluation whether the advanced VVER plant design meets deterministic principles is performed at a qualitative level using the PSA results. The approach to quantitative assessment of safety of the NPPs in design is described that is based on the PSA results.

УДК 621.039.524

Technical and Numerical Substantiation of Procedures Preventing Accident at VVER-1000 Based NPP | A.N. Shkarovskiy, V.I. Aksenov, A.P. Kolevatyh, N.P. Serdun, A.A. Roslyakov; Editorial board of journal «*Izvestia*

vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 11 pages, 2 tables, 1 illustration. – References – 5 titles.

The estimation of efficiency of the analysis of emergencies on the investigated parameters and the reasons causing an emergency are formulated. On it basis a number unexplored initial events determining safety of reactor and the atomic power station is carried out. Initial date, initial and boundary conditions for the settlement analysis of emergencies are formulated. The settlement analysis of emergencies covered with complete set COAI for the concrete NPP is carried out. Actions of operation personnel in support of technical systems of safety management of emergencies are developed and proved with the purpose of change over the power unit in a final safe condition. It is shown, that in all investigated emergencies and state it is provided (systems of safety independently or systems of safety and their support by operation personnel) change over reactor in a final safe condition and maintenance of sub-criticality, heat removal from core and maintenance of integrity of fuel elements, localization of radioactive substances in the set borders. All developed recommendations are included in corresponding instructions.

УДК 504.5: 621.039.7

Estimation of Influence of Regional Radioactive Waste Storage on Natural Environment and the Population | A.N. Vasilyeva; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 9 pages, 1 table, 3 illustrations. – References – 13 titles.

In article results of researches of a technical and ecological condition of radioactive waste storage (RWS), located in the North are submitted to the Kaluga area, in Obninsk, and taking place in operation with 1954 on 1961. The reasons and ways of radionuclide receipt on adjacent with a platform of storage accommodation territory are investigated. It is shown, that migration of radionuclides caused by the occurred infringements of tightness of capacities of storage, and also by geomorphological features of territory. Results of radiating, chemical and biological monitoring are submitted. According to radiating monitoring ^{137}Cs pollution has not distributed for limits of territory of storage. It is established, that the basic source of radioactive pollution is ^{90}Sr . The low contents of mobile forms ^{90}Sr in polluted soils of lowland by the terrace is marked. The given circumstance is caused as properties of the natural environment (carbonate soils), and a construction of a geochemical barrier on the basis of the zeolites, limiting migration ^{90}Sr . Ways of receipt ^{90}Sr in people organisms in this case are absent, probably only radiating influence in small doses on some biological objects in area of RWS accommodation. Increased contents of proteins-metallothioneines (MT) – a parameter of general technical environmental contamination is registered in soft tissues of overland molluscs, kidneys and a liver of the mice caught in a zone of accumulation of radioactive and toxic substances. Among changes of parameters of peripheral blood of the mice living in surveyed territory, for skilled group reduction of the contents of leukocytes on 14,5 % is marked only in comparison with the control. Results of biotesting, most likely, are caused not only the radiating factor, but also the registered pollution of the natural environment by heavy metals.

УДК 504.5: 621.039.7

The assessment of protective barriers against radionuclide migration in the region of the radioactive waste storage situation | A.N. Vasilyeva, G.V. Kozmin, V.I. Vaizer, O.V. Starkov, N.E. Latynova; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 9 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References – 6 titles.

The analysis of existent sources of environment contamination in the region of the old radioactive waste storage situation is presented in this paper. The assessment of the natural barriers and possibility of technical protective barrier creation against radionuclide migration was carried out. The peculiarities of the researched object were taken into account. It have been determined the main source of ^{90}Sr entering into groundwaters – contaminated soil layer. The thickness of this layer is about 12 meters. Under certain conditions the existent protective trepel barrier of the emergency trench partly prevents from contamination entry into groundwaters. There is no meaning in a using of the additional artificial barriers to reduce ^{90}Sr mobility in environment because of peculiarities of contamination source and researched territory. The natural geochemical barrier on the migration way of ^{90}Sr was formed in the region of the lower part of researched object. The additional measures against the possible entry of radioactive strontium into groundwaters and human organism were proposed.

УДК 621.039.54

Test Methods of VVER Fuel with Simulating Transitive and Emergency Modes In the MIR Reactor | A.V. Alekseev, A.V. Burukin, A.L. Izhutov, V.V. Kalygin, I.V. Kiseleva, V.A. Ovchinnikov, V.N. Shulimov. – Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (Communications of High Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2007. – 9 pages, 6 tables, 4 illustrations. – References, 12 titles.

The quoted information touches upon goals and methods of loop tests in the MIR research reactor with the purpose of VVER fuel elements serviceability study in transitive and emergency modes (power cycling, RAMP, LOCA, RIA). Loop installations characteristics and their instrumental equipment are represented. The applied irradiation devices and sensors for measuring and determination of experimental parameters are listed. The developed instrumentation and installations are available for testing of VVER-type fuel at transient and project emergency conditions.

УДК 621.039.56

Reactivity Temperature Coefficient Measurement by the Dynamic Method under Non-equilibrium Xenon Concentration Conditions | N.A. Vinogradov, Yu.A. Groznov, D.N. Jukovsky; Editorial board of journal «*Izvestia vishikh uchebnikov zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2007. – 7 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References – 7 titles.

Some methodical characteristic features of the application of the known method to measure the reactivity temperature coefficient under xenon transient conditions are considered.

The consideration is illustrated with the results obtained at pressurized water transportation-purpose reactor in the isothermal state.

УДК 621.039.543.6

Experiments in Support of MOX Fuel Disposal Program in VVER | A.L. Kochetkov, I.P. Matveenko, E.V. Rojihin, A.M. Tsigulya; Editorial board of journal «*Izvestia vishikh uchebnikov zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 5 tables, 11 illustrations. – References – 10 titles.

Accordingly to the national program of neutronic experiments, needed for licensing of VVER-100 cores with MOX fuel, certification of calculational codes and the receiving of the national experience, at SSC RF IPPE site (Obninsk) the construction of SUPR facility is planned. Till the finalization of SUPR construction, the settle down of the experimental and calculational methods were carried out at MATR and RF-GS facilities. Now days, so called pre-SUPR experimental program is accomplished by experiments at BFS-1 facility. The results of these experiments and their analysis are presented.

УДК 621.534: 519.7

Statistical Analysis Data for Neutron Library of Activation Files «IEAF-2005» | G.B. Pilnov, A.V. Tikhonenko; Editorial board of journal «*Izvestia vishikh uchebnikov zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2007. – 11 pages, 5 tables, 5 illustrations. – References – 5 titles.

Statistical analysis of experimental and theoretical data obtained with eight models for nuclei-nuclei interactions is executed as stage of establishment of neutron library of activation files «IEAF-2005» (The Intermediate Energy Activation File). Authors held a factor, correlation and least-square analyses for chosen of the best model describing experimental data. Analyses were made by using of EXFOR open experimental data of 2006 and 2007.

УДК 621.039.54

Regular Burnup Compensations Method to Locate Defected Fuel Assemblies on BN-600 Sodium Cooled Fast Reactors | A.O. Skomorokhov, D.A. Lukyanov; Editorial board of journal «*Izvestia vishikh uchebnikov zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 2 tables, 5 illustrations. – References – 5 titles.

The paper describes the method to locate failed fuel elements by using regular burnup compensations on BN-600 and BN-800 sodium cooled fast reactors. The functioning algorithms of FLUT-600 system on BN-600 reactor and the operation testing results are given.

УДК 621.039.51

Physics of fast reactor cores | M.F. Troyanov, V.I. Matveev, M.N. Nickolaev; Editorial board of journal «*Izvestia vishikh uchebnikov zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2007. – 15 pages. – References – 9 titles.

At present a new engineering science arose on the basis of numerous studies and developments in the area of fast reactors, which might be termed "Technical physics of fast reactor" based on fast reactor physics.

The paper gives a brief review of the main sections of this science including brief description of nuclear data and energy-group constants, based on neutron-physics characteristics of fast reactors BN-250, BN-600, BN-800, possibility of utilization of radioactive waste of nuclear power in fast reactors and oth.

НАШИ АВТОРЫ

Алексеев А.В. – старший научный сотрудник лаборатории петлевых испытаний ГНЦ РФ НИИАР. Окончил Томский политехнический институт в 1985 г. Область научных интересов: испытания твэлов в исследовательских реакторах.

Антонов А.В. – д.т.н., профессор кафедры АСУ Обнинского государственного технического университета атомной энергетики (ОИАТЭ), закончил МИФИ в 1977 г. Область научных интересов: оценивание надежности объектов в условиях ограниченной информации, оптимизация правил обслуживания сложных систем.

Бурукин А.В. – старший научный сотрудник лаборатории петлевых испытаний ГНЦ РФ НИИАР. Окончил Куйбышевский авиационный институт в 1989г. Область научных интересов: испытания твэлов в исследовательских реакторах.

Вайзер В.И. – начальник отдела радиационной безопасности и охраны окружающей среды ГНЦ РФ-ФЭИ.

Васильева А.Н. – научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.
Виногоров Н.А. – к.т.н., ведущий научный сотрудник отдела физических исследований Научно-исследовательского технологического института. Окончил Ленинградский политехнический институт в 1974 г. Область научных интересов: экспериментальная физика реакторов, регулирование реакторов.

Грознов Ю.А. – начальник группы отдела физических исследований Научно-исследовательского технологического института. Окончил Московский инженерно-физический институт в 1969 г. Область научных интересов: экспериментальная физика реакторов.

Жуковский Д.Н. – инженер. Окончил Санкт-Петербургский государственный технический университет в 1993 г. Область научных интересов: экспериментальная физика реакторов.

Ижутов А.Л. – главный инженер исследовательских реакторов МИР, РБТ-10 ГНЦ РФ НИИАР. Окончил МИФИ в 1979 г. Область научных интересов: методы и техника внутриреакторных испытаний топлива и материалов в исследовательских реакторах.

Калыгин В.В. – к.т.н., начальник отделения исследовательских реакторов ГНЦ РФ НИИАР. Окончил МИФИ в 1977 г. Область научных интересов: реакторная физика.

Козьмин Г.В. – д.б.н., профессор, заведующий кафедрой «Экология» ОИАТЭ.

Колеватых А.П. – главный специалист Департамента эксплуатации АЭС с ВВЭР. Область научных интересов: безопасность АЭС.

Латынина Н.Е. – старший преподаватель кафедры «Экология» ОИАТЭ

Матвеев В.И. – к.ф.-м.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И.Лейпунского.

Николаев М.Н. – д.ф.-м.н., профессор, главный научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского.

Овчинников В.А. – к.т.н., начальник лаборатории петлевых испытаний ГНЦ РФ НИИАР. Окончил Казанский авиационный институт в 1970г. Область научных интересов: испытания твэлов в исследовательских реакторах.

Пильнов Г.Б. – аспирант ОИАТЭ.

Росляков А.А. – к.т.н., доцент кафедры «Механика и прочность конструкций АЭС» ОИАТЭ. Область научных интересов: безопасность АЭС.

Сердунь Н.П. – к.т.н., доцент, заведующий кафедрой «Механика и прочность конструкций АЭС» ОИАТЭ. Область научных интересов: гидродинамические и тепловые процессы в контурах ЯЭУ, безопасность АЭС.

Соколов С.В. – аспирант кафедры автоматизированных систем управления ОИАТЭ.

Старков О.В. – д.т.н, профессор, главный научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

Тихоненко А.В. – к.ф.-м.н., доцент ОИАТЭ.

Токмачев Г.В. – к.т.н., начальник отдела вероятностного анализа безопасности ФГУП «Атомэнергопроект», Москва.

Троянов М.Ф. – д.т.н., профессор, лауреат Государственной и Ленинской премий, главный научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского.

Чепурко В.А. – к.ф.-м.н., доцент кафедры АСУ ОИАТЭ, закончил ИАТЭ в 1991 г. Область научных интересов: применение статистических методов проверки гипотез в теории надежности.

Шкаровский А.Н. – руководитель Департамента эксплуатации АЭС с ВВЭР. Область научных интересов: безопасность АЭС.

Шулимов В.Н. – к.т.н., ведущий научный сотрудник лаборатории петлевых испытаний ГНЦ РФ НИИАР. Окончил МЭИ в 1962г. Область научных интересов: испытания твэлов в исследовательских реакторах.

OUR AUTHORS

Alekseev A.V. – senior researcher of the loop tests laboratory of the SSC RF RIAR. Graduated from Tomsk Politechnical Institut in 1975. Scientific interests: fuel elements tests in research reactors.

Antonov A.V. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the Obninsk State Technical University for the Nuclear Power Engineering (OINPE). Graduated from the Moscow Engineering Physics Institute. Scientific interests: estimation of object's reliability in condition of limited information, optimization of rules for complicated system service.

Burukin A.V. – senior researcher of the loop tests laboratory of the SSC RF RIAR. Graduated from Kuibyshev Aviation Institut in 1989. Scientific interests: fuel elements tests in research reactors.

Chepurko V.A. – Cand. Sci. (Engineering), Assotiated Professor of the Obninsk State Technical University for the Nuclear Power Engineering (OINPE). Graduated from the Moscow Engineering Physics Institute. Scientific interests: using of statistical methods of hypotheses test in reliability theory.

Groznov Yu.A. – group chief at the physical department of the Research Technology Institute. Engineering graduated from the Moscow Physics and Engineering Institute in 1969. Scientific interests: experimental reactor physics.

Izhutov A.L. – chief engineer of the research reactors MIR, RBT-10. Graduated from MEPhI in 1979. Scientific interests: methods and techniques of in-pile fuel and materials tests in research reactors.

Jukovsky D.N. – engineer. Engineering graduated from the St. Petersburg State Technical University in 1993. Scientific interests: experimental reactor physics.

Kalugin V.V. – Ph. D., head of the research reactors department of the SSC RF RIAR. Graduated from MEPhI in 1977. Scientific interests: Reactor Physics.

Kolevatyh A.P. – chief specialist of NPP with VVER exploitation department. Scientific interests: NPP safety.

Kozmin G.V. – Cand. Sci. (Biology), Professor, head of the "Ecology" department of the Obninsk State Technical University of Nuclear Power Engineering (INPE)

Latynova N.E. – senior teacher of the "Ecology" department of the Obninsk State Technical University of Nuclear Power Engineering (INPE)

Matveev V.I. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), leading researcher of the Institute for Physics and Power engineering named after A.I. Leipunski.

Nickolaev M.N. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, chief researcher of the Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leipunski.

Ovchinnikov V.A. – Ph. D., head of the loop tests laboratory of the SSC RF RIAR. Graduated from Kazan Aviation Institut in 1970. Scientific interests: methods and techniques of in-pile fuel and materials tests in Research Reactors.

Pilnov G.B. – post-graduate student of the Obninsk State University for Nuclear Power Engineering.

Roslyakov A.A. – Cand. Sci. (Engineering), associate professor of the NPP construction materials mechanics and strength of the INPP. Scientific interests – NPP safety.

Serdun N.P. – Cand. Sci. (Engineering), Associate professor, head of the «Mechanics and strength of the NPP construction materials» of the OINPE. Scientific interests: hydrodynamics and thermal processes in the NPP loops, NPP safety.

Shkarovskii A.N. – head of NPP with VVER exploitation department. Scientific interests: NPP safety.

Shulimov V.N. – Cand. Sci. (Engineering) leading researcher of the loop tests laboratory of the SSC RF RIAR. Graduated from Moscow Power Engineering Institut in 1962. Scientific interests: fuel elements tests in research reactors.

Sokolov S.V. – post-graduate student of the automated control systems department in the OINPE.

Starkov O.V. – Dr.Sci. (Engineering), professor, head researcher of the State Scientific Center of Russian Federation – Institute of Physics and Power Engineering (IPPE)

Tikhonenko A.V. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Associate Professor of the Obninsk State University for nuclear power engineering

Tokmachev G.V. – Cand. Sci. (Engineering), head of department of probabilistic safety assessments of the «Atomenergoproekt».

Troyanov M.F. – Dr. Sci. (Engineering), Professor, Laureate of the State and Lenin Prize, chief researcher of the Institute for Physics and Power engineering named after A.I. Leipunski.

Vaizer V.I. – head of radiation safety and environment protection division of the State Scientific Center of Russian Federation – Institute of Physics and Power Engineering (IPPE)

Vasilyeva A.N. – researcher of the State Scientific Center of Russian Federation – Institute of Physics and Power Engineering (IPPE), Obninsk.

Vinogradov N.A. – Cand. Sci. (Engineering), senior researcher at the physical department of the Research Technology Institute. Engineering graduated from the Leningrad PolytechnicalInstitute in 1974. Scientific interests: experimental reactor physics, nuclear reactor operating.