

ИЗВЕСТИЯ  
ВЫСШИХ  
УЧЕБНЫХ  
ЗАВЕДЕНИЙ

АКТУАЛЬНЫЕ  
ПРОБЛЕМЫ  
ЯДЕРНОЙ  
ЭНЕРГЕТИКИ  
БЕЗОПАСНОСТЬ,  
НАДЕЖНОСТЬ И  
ДИАГНОСТИКА ЭУ

ЭКОЛОГИЯ  
ЭНЕРГЕТИКИ

АТОМНЫЕ  
ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

ФИЗИКА И  
ТЕХНИКА  
РЕАКТОРОВ

ТОПЛИВНЫЙ  
ЦИКЛЫ  
РАДИОАКТИВНЫЕ  
ОТХОДЫ

МАТЕРИАЛЫ  
И ЯДЕРНАЯ  
ЭНЕРГЕТИКА

ПРИМЕНЕНИЕ  
ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ  
И СРЕДСТВ

ЯДЕРНАЯ  
ЭНЕРГЕТИКА

СОДЕРЖАНИЕ

НАУЧНО-  
ТЕХНИЧЕСКИЙ  
ЖУРНАЛ  
Издается  
в Университете  
атомной энергетики  
с 1993 г.  
№  
ОБНИНСК • 2005

<i>В.М. Мурогов, Н.Н. Пономарев-Степной</i>	Ядерная технология – гарант стабильности развития России в XXI веке.....	3
<i>В.И. Мельников, М.А. Камнев, Г. Gerbeth, S. Eckert</i>	Разработка и исследование волноводных ультразвуковых датчиков для контроля жидкокометаллических теплоносителей.....	9
<i>А.О. Скоморохов, П.А. Белоусов, А.В. Нахабов, А.С. Мокроусов, И.Ф. Щедрин, Т.Ф. Козак</i>	Автоматическое выявление дефектов по результатам УЗК сварных соединений трубопроводов АЭС.....	16
<i>А.Н. Шкаровский, В.И. Аксенов, Н.П. Сердунь</i>	Проверка непрерывности подачи борного раствора в активную зону реактора при разрывах первого контура эквивалентным диаметром Ду 50–Ду 100.....	26
<i>А.Н. Шкаровский, В.И. Аксенов, Н.П. Сердунь</i>	Расчетное исследование аварийной ситуации с разрывом первого контура и наложением неисправности вспрыска бора высокого давления в активную зону реактора ВВЭР-1000.....	32
<i>И.Я. Газиев, И.И. Крышев, Я.И. Газиев, А.Д. Уваров</i>	Исследования вторичного загрязнения атмосферы $^{137}\text{Cs}$ в Брянской области после ядерной аварии на ЧАЭС.....	40
<i>Е.И. Егорова</i>	Оценка экологического состояния рекреационной зоны г. Обнинска в районе расположения ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского методами биологического мониторинга.....	48
<i>В.И. Вайзер, Л.А. Кочетков, Д.П. Масалов, А.И. Штыфурко</i>	Анализ облучаемости персонала Первой АЭС за 50-летний срок ее эксплуатации.....	57
<i>М.В. Кащеев</i>	Об одном точном решении уравнений кинетики.....	61
<i>Г.Г. Куликов, В.В. Артисюк, А.Н. Шмелев, В.А. Аңс</i>	Изучение нейтронно-физических характеристик легководного реактора с (Th-U-Pu)-топливом.....	66
<i>О.Н. Павлова, В.А. Дулин</i>	К вопросу о резонансной самоэкранировке сечений захвата и деления урана-235.....	75
<i>В.И. Савандер, М.А. Увакин</i>	Сравнительный анализ различных способов достижения больших глубин выгорания в реакторных системах без использования дополнительных поглотителей.....	86
<i>Д.П. Масалов</i>	Обращение с отработавшим топливом первой в мире АЭС. Оценка количества и активности РАО, образованных в результате разделки ОТВС.....	92
<i>С.Г. Олейник, О.В. Маслов, Л.Л. Кальнев</i>	К вопросу о метрологическом обеспечении определения выгорания облученного ядерного топлива в процессе перегрузки.....	97
<i>Г.Б. Усынин, А.А. Кравченко, С.Г. Усынина</i>	Замкнутый и закрытый (on site) топливный цикл РБН нетрадиционной конструкции..	102
<i>А.В. Безносов, А.В. Семенов, В.Л. Константинов, О.В. Баранова, С.А. Кузьминых</i>	Экспериментальные исследования в обоснование применения эвтектики $\text{Li}(17)\text{ Pb}(83)$ в бланкете токамака.....	108
<i>Ю.А. Кураченко, Ю.А. Казанский, В.А. Левченко, Е.С. Матусевич</i>	Перспективы тяжеловодного реактора для нейтронной терапии злокачественных новообразований.....	116

## CONTENTS

<b>CYRRENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING</b>	<i>V.M. Murogov, N.N. Ponomarev-Stepnoy</i> Nuclear Technology – Guarantee of the Stable Development Russia in the 21 Centure.....	3
<b>SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP</b>	<i>V.I. Melnikov, M.A. Kamnev, S. Eckert, G. Gerbeth</i> Development and Research of the Ultrasound Wave-Guide Sensors for Control Liquid Metal Coolant..... <i>A.O. Skomorokhov, P.A. Belousov, A.V. Nakhabov, A.S. Mokrousov, I.F. Schedrin, T.F. Kozak</i> Automatic Weld Flaw Detection Based on the Ultrasonic Testing of NPPs' Pipelines..... <i>A.N. Shkarovskiy, V.I. Aksenov, N.P. Serdun'</i> Checking of Continuity of Boron Solution Delivery into Core during Rupture of the First Circuit with Equivalent Diameter 50–100 mm..... <i>A.N. Shkarovskiy, V.I. Aksenov, N.P. Serdun'</i> Calculating Research of Emergency Situation with Rupture of the First Circuit and Superposition of Disrepair of Boron Injection with High Pressure in Core of Reactor VVER-1000.....	9 16 26 32
<b>ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING</b>	<i>I.Ya. Gaziev, I.I. Kryshev, Ya.I. Gaziev, A.D. Uvarov</i> Investigations of Secondary Atmospheric Contamination by $^{137}\text{Cs}$ in Bryansk Region after the Nuclear Accident at the Chernobyl NPP..... <i>E.I. Yegorova</i> Biological Methods for Environmental Assessment of the Recreation Zone in the Vicinity of the Obninsk Institute of Physics and Power Engineering.....	40 48
<b>NUCLEAR POWER PLANTS</b>	<i>V.I. Vaizer, L.A. Kotchetkov, D.P. Masalov, A.I. Shtifurko</i> Analysis of Personnel Irradiation Doses during 50 Years Operation of the First.....	57
<b>REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY</b>	<i>M.V. Kascheev</i> On One Precise Exact Solution of Kinetics Equation..... <i>G.G. Kulikov, V.V. Artisyuk, A.N. Shmelev, V.A. Apse</i> A Study of Physical Characteristics of Light-Water Reactor Loaded with (Th-U-Pu) Oxide Fuel..... <i>O.N. Pavlova, V.A. Doulin</i> About the Resonance Self-Shielding for Radioactive and Fission Capture of Uranium-235..... <i>V.I. Savander, M.A. Uvakin</i> The Comparing Analysis of Different High Burnup Achievement Modes in Reactor Systems without Additional Absorbers.....	61 66 75 86
<b>FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT</b>	<i>D.P. Masalov</i> Handling of Spent Fuel of the First NPP..... <i>S.G. Oleynik O. V. Maslov, L.L. Kalnev</i> To a Question of Metrological Ensuring of Determination of Burnup of the Irradiated Nuclear Fuel an Overload..... <i>G.B. Usynin, A.A. Kravchenko, S.G. Usynina</i> Closed and Insulated (on site) Fuel Cycle of Nonconventional Fast Reactor.....	92 97 102
<b>MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING</b>	<i>A.V. Beznosov, A.V. Semyonov, V.L. Constantinov, O.V. Baranova, S.A. Cuzminich</i> Experimental Investigations in the Substantiation of Application of Eutectic Li (17) Pb (83) in Blanket of Tokamak.....	108
<b>APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND MEANS</b>	<i>Yu.A. Kurachenko, Yu.A. Kazansky, V.A. Levchenko, Eu.S. Matusevich</i> Heavy Water Reactor Abilities in Neutron Therapy of Malignant Tumors.....	116

# ЯДЕРНАЯ ТЕХНОЛОГИЯ – ГАРАНТ СТАБИЛЬНОСТИ РАЗВИТИЯ РОССИИ В XXI веке

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

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

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



Статья содержит краткий анализ состояния и будущей роли ядерной технологии (прежде всего, ядерной энергии) в мире и, особенно, в России. Ядерная энергетика – не только и не столько часть энергетического рынка: это ключевой элемент военной мощи российской ядерной «триады»; более того, ядерная наука и технология предопределяют социально-политическое и технико-экономическое развитие нашего государства в 21 веке.

## СЛОЖИВШЕЕСЯ ПОЛОЖЕНИЕ

Несмотря на многообразие и различие сценариев будущего энергетического развития, есть ряд положений незыблемых для этих прогнозов:

- 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-экспортеров нефти;
- нарастающие экологические ограничения;
- нарастающее различие в уровне энергопотребления богатейших и беднейших стран.

В этих условиях роль ЯЭ как стабилизирующего фактора энергетического и социально-политического развития возрастает.

Несмотря на все проблемы, «ядерная» Россия остается великой державой, как с точки зрения военной мощи, так и в рамках экономического развития (ядерные технологии в экономике России).

Именно Президент России выступил на Саммите тысячелетия ООН (сентябрь 2000 г.) с инициативой обеспечения энергетической стабильности развития на основе ядерных технологий. Эта инициатива оказалась исключительно своевременной и нашла поддержку мирового сообщества: в четырех резолюциях Генконференции МАГАТЭ (Вена) и в двух резолюциях Генассамблеи ООН (Нью-Йорк) приветствуется инициатива Президента России как отвечающая чаяниям развивающихся стран и как путь гармонизации отношений индустриальных стран с развивающимися.

Инициатива Президента РФ – политическая акция, а не технический проект. Это было принято мировым сообществом и нашло свое отражение в международном про-

## АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

екте МАГАТЭ развития инновационной концепции АЭС и ЯТЦ (INPRO), исключающем использование в мировой энергетике наиболее «чувствительных» материалов и технологий («свободного» плутония и высокообогащенного урана) и «открывающем миру принципиально новые перспективы жизни» (сентябрь 2000 г.).

Реализация международного проекта INPRO позволила объединить усилия экспертов 21 страны, являющихся членами МАГАТЭ, и разработать требования и критерии развития ЯЭ, ее АЭС и ЯТЦ.

Акцент на содержание предложений Президента как на политическую инициативу позволил «оздоровить» атмосферу МАГАТЭ (поскольку западные страны рассматривали МАГАТЭ как организацию с полицейскими функциями). Международный проект INPRO по реализации инициатив Президента позволил развивающимся странам использовать МАГАТЭ в роли мирового форума по обсуждению места ЯЭ в мире. Более того, инициатива Президента РФ подразумевает передачу инновационной ядерной технологии АЭС и ЯТЦ новому поколению ученых и инженеров. В результате новая программа МАГАТЭ в области «сохранения знаний» сфокусирована на сохранении знаний и опыта в самой передовой и ключевой для будущего развития (но не востребованной сегодня) области ядерной энергетики – реакторах на быстрых нейтронах в замкнутом ЯТЦ.

Сохранение и передача знаний новому поколению накладываются на задачу глобальной кооперации в области ЯЭ, т.е. на передачу знаний в новые регионы (в первую очередь, в развивающиеся страны, где проживает 4/5 населения планеты и используется менее 1/25 мощностей ЯЭ).

Все это послужило причиной создания Международного ядерного университета (по инициативе МАГАТЭ, поддержанной ВЯА (WNA) и ВАО (WANO)).

Однако в практической реализации программы развития ЯЭ внутри страны и в реализации наших технических проектов на международном рынке все более отчетливо проявляются негативные тенденции. Первый звонок уже прозвучал: проигрыш тендера в Финляндии, означающий для специалистов практическую потерю шансов на место на рынке не только в Европе, но и (по тем же причинам, что и в Финляндии) снижение шансов на успех в ближайшие десятилетия в Китае, и также в других странах Азии. Более того, в ближайшем будущем ситуация на международном рынке будет становиться гораздо менее благоприятной в силу следующих причин:

- вывод из эксплуатации энергоблоков АЭС, на которые Росатом (Концерн ТВЭЛ) поставляет топливо (Игналинская АЭС, ряд блоков «Козлодуя» и др.);
- вступление стран Восточной Европы – владельцев АЭС с реакторами типа ВВЭР – в Евросоюз;
- окончание поставок в США ядерного топлива по контракту ВОУ-НОУ после 2013 г.;
- ввод завода с центрифужной технологией в США после 2006 г.;
- создание транснациональных корпораций в ядерной сфере (концентрация ресурсов, снижение издержек);
- реализация новых конкурентных проектов АЭС, разрабатываемых США (AP-1000, HTGR) и другими странами (EPR).

Кроме того имеется и ряд внутренних трудностей, осложняющих развитие ядерной отрасли (наряду с недостатком инвестиционных средств):

- вывод из эксплуатации 5÷6 ГВт АЭС в 2015-2020 гг.;
- закрытие трех промышленных реакторов в Железногорске и Северске;
- сокращение запасов дешевого уранового сырья, накопленного в прошлые годы;
- ограничения в правах государственных унитарных предприятий;
- несовершенная инвестиционная и тарифная политика.

Даже при максимально возможном использовании собственных средств концернов (в соответствии с энергетической стратегией России) вклад АЭС в энергетический баланс страны будет очень скромным, несмотря на огромный технологический и кадровый потенциал «ядерной» державы.

Ситуация существенно усугубилась в последнее время в связи с реформированием ядерного комплекса России и превращением мощного органа государственного управления Минатома в агентство Росатом. На начальном этапе успешного развития ядерного оборонного и энергетического комплекса роль государства была определяющей во всех отношениях: организационном, финансовом и научном, т.к. этот комплекс определял державную мощь и будущую экономику страны. Для специалистов очевидно, что ядерный щит страны и ядерные технологии мирового использования – две стороны единого научно-технологического комплекса. Без экономически эффективного мирного использования ядерных технологий «ядерный щит» или обрушит экономику России, либо будет «щитом», не обеспечивающим полную безопасность страны.

При этом основной механизм и фундамент державности России – ядерный комплекс – оказался вне сферы прямого влияния руководителя государства – Президента России.

Как следствие, отсутствие четкости в реальной ядерно-энергетической стратегии приводит к потере преемственности поколений. Так, Россия – наиболее продвинутая страна в развитии реакторов на быстрых нейтронах и в области высшего ядерного образования – не имеет сейчас национальной программы сохранения ядерных знаний и опыта, так же, как не имеет национальной программы участия во Всемирном ядерном университете.

## ДАЛЬНЕЙШЕЕ РАЗВИТИЕ

Дальнейшее эффективное развитие ядерных технологий в силу их особой «чувствительности» невозможно без тесной международной кооперации. При этом очень важно корректно определить ту технологическую и «рыночную» нишу, где еще имеется приоритет отечественных разработок.

На мировом рынке традиционной ЯЭ в ближайшем будущем будет происходить дальнейшая экспансия Европейского энергетического реактора (EPR), выигравшего тендер в Финляндии, а также американского AP-1000 и азиатских (Корейского и Японского) реакторов.

Отсутствие завершенного технического проекта и неопределенность со сроками референтной демонстрации ВВЭР нового поколения (ВВЭР-1500), и отсутствие «стандартного», полностью законченного проекта ВВЭР-1000, делает уязвимой позицию России на внешнем рынке традиционных энергетических блоков. Для выбора программы действий необходим, прежде всего, сопоставительный анализ основных показателей отечественных проектов ВВЭР-1000 и ВВЭР-1500 с их западными конкурентами на момент реализации.

В этих условиях, учитывая контрактные обязательства в Китае и Индии, необходима концентрация средств на завершении и демонстрации для внутреннего и внешнего рынков стандартного конкурентоспособного ВВЭР-1000 и выполнение технического проекта ВВЭР-1500, сравнимого по показателям с EPR.

Потенциально благоприятным для России может быть рынок (внутренний и внешний) инновационных малых АЭС. Огромный отечественный опыт разработки и создания ЯЭУ для военно-морского и ледокольного флота (более 500 ЯР) и уникальность отечественных водо-водяных и жидкотяжелых (Pb-Bi) ЯЭУ, наряду с потенциально огромным энергетическим рынком развивающихся стран делает это на-

## АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

правление приоритетным для внутреннего и внешнего рынков. Россия является идеальным полигоном для демонстрации гармоничного развития традиционной ЯЭ (с блоками ВВЭР-1000) и инновационных разработок малых ЯЭУ для развивающихся стран (электричество, обессоливание, теплофикация). При этом может быть продемонстрирована возможность лизинговой поставки «продукта» (ЯЭУ, топливо), а не технологии, что является одной из возможностей решения проблемы «нераспространения».

Решающей здесь может оказаться возможность создания малых транспортабельных АЭС (например, плавающих) со сроком непрерывной работы (без перегрузки в течение всего срока работы) ~ 10–20 лет.

Общепризнанной является роль реакторов на быстрых нейтронах для будущего развития ЯЭ как основы решения проблемы топливообеспечения с использованием как уран-плутониевого, так и торий-уранового замкнутых топливных циклов.

Разработка и внедрение нового поколения реакторов-размножителей ядерного топлива на быстрых нейтронах и новых методов переработки ядерного топлива является определяющим для замыкания ядерного топливного цикла и решения проблемы практически неограниченного топливообеспечения ядерной энергетики. Признанный передовой уровень технологии быстрых реакторов в России – единственной стране, эксплуатирующей коммерческий реактор этого типа, – в сочетании с опытом переработки ядерного топлива, позволит нашей стране в долговременной перспективе претендовать на роль одного из лидеров мировой ЯЭ, снабжающего услугами по производству и переработке ядерного топлива многие страны мира при одновременном снижении опасности распространения ядерного оружия, в том числе путем энергетической утилизации «оружейного» плутония.

Необходимым и обязательным условием решения этой проблемы является, прежде всего, развитие полностью замкнутого ядерного цикла, что потребует достаточно серьезных капиталложений:

- комплекс по производству плутониевого топлива для быстрых реакторов и МОХ-топлива для ВВЭР реакторов;
- комплекс по переработке плутониевого топлива;
- комплекс по производству и переработке ториевого топлива.

Сложным для решения в настоящее время является вопрос о строительстве АЭС с БН-800. Строительство требует много денег. В качестве доводов в пользу необходимости скорейшего строительства БН-800 приводится следующее:

- отработка уран-плутониевого топлива;
- энергетическая утилизация «излишков» оружейного плутония;
- сохранение знаний и опыта разработки быстрых реакторов в России.

В то же время удельные капиталовложения и себестоимость отпускаемой электроэнергии для БН-800 существенно превышают показатели АЭС с реакторами ВВЭР (см. табл. 1).

Таблица 1

### Технико-экономические показатели АЭС с быстрыми и тепловыми реакторами (в ценах 1991 г.)

Характеристика	БН-800	ВВЭР-1000	ВВЭР-1500
Удельные капитальные вложения, руб./кВт	1106	920	827
Себестоимость отпускаемой электроэнергии, коп./кВт·ч	2,49	2,11	1,62
Срок службы, лет	30	40	50
Собственные нужды, %	7,6	5,8	5,7

Кроме того, накладным представляется выполнение всего комплекса производств по замыканию топливного цикла и его использование только для одного БН-800.

Реализация преимуществ ЯЭ невозможна в полной мере без ее участия в производстве искусственного жидкого топлива для транспорта и других промышленных применений. Создание АЭС с высокотемпературными гелиевыми реакторами – это путь использования ядерной энергии для производства водорода и его широкого применения в эре водородной экономики. Для достижения этой цели необходимо завершение разработки проекта и создание демонстрационного блока для развития направления высокотемпературных реакторов с гелиевым теплоносителем, способных вырабатывать тепло с температурой до 1000°С и выше, для производства электроэнергии с высоким КПД в газотурбинном цикле и для снабжения высокотемпературным теплом и электричеством процессов производства водорода, а также технологических процессов орошения воды, химической, нефтеперерабатывающей, металлургической и других отраслей промышленности.

Большинство аналитиков признают, что инновационные задачи ядерной энергетики должны быть решены в течение ближайших двух десятилетий, так, чтобы обеспечить коммерческое внедрение новых технологий в тридцатые годы этого века.

Таким образом, мы сегодня стоим перед острой необходимостью разработки и внедрения технологических инноваций, обеспечивающих долговременное и масштабное развитие ядерной энергетики страны, ядерных технологий, обеспечивающих реализацию их исторической роли в будущем России.

## НЕОБХОДИМЫЕ ДЕЙСТВИЯ

- Необходимость активной государственной политики в топливно-энергетическом комплексе страны, направленной на обеспечение ускоренного развития ядерной технологии, с концентрацией усилий и средств для увеличения государственной поддержки в инвестиционной политике и в инновационных проектах ЯЭ.
- Формирование финансово-экономических механизмов поддержки и стимулирования инновационной деятельности в сфере ядерной энергии. На сегодняшний день главным источником финансирования развития атомной энергетики являются инвестированные средства, закладываемые в тариф.

Второе возможное направление финансирования строительства АЭС – субсидирование процентных ставок при кредитовании за счет доходов, получаемых от дополнительного экспорта газа при вводе АЭС.

В настоящее время появился еще один источник финансирования – пенсионные инвестиционные фонды, формируемые в стране, и стабилизационный фонд.

Все эти варианты финансирования реальны, если удастся убедить Правительство, а затем и Государственную Думу в необходимости таких шагов и создании соответствующей нормативно-правовой базы. В этом состоит суть государственной поддержки атомной энергетики России в новых экономических условиях.

• От Правительства требуется признание роли атомной энергетики в структурном сдвиге экономики страны, дающем экономический выигрыш на общегосударственном уровне.

Но Правительство придерживается позиции, что никаких льгот, приоритетов не должно быть, все равны в рыночных условиях. В этом случае впереди оказываются те, у кого есть средства от эксплуатации природных богатств, принадлежащих всему обществу.

Как известно, рынок состоит из субъектов, интересы которых не всегда совпадают с интересами государства. Сегодняшний рынок в России воспроизводит сырьевую направленность экономики. Многие страны мира используют экономические рычаги для регулирования экономики.

## АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

Очевидно, что рынок без дополнительных мер государственного регулирования не выводит экономику страны на высокотехнологичную траекторию развития, а атомная энергетика и ядерно-топливный цикл являются одним из направлений структурного сдвига в экономике страны и прорывных технологий XXI в.

• Реформирование ядерно-энергетического комплекса, восстановление эффективных корпоративных связей в цепочке «наука–проект–промышленность» на основе экономических методов при усилении роли ведущих государственных научных центров, которые являются и будут являться «коллективными экспертами», гарантирующими компетентность решений Правительства в сфере ядерных технологий.

• Приоритизация инновационных проектов (в том числе с активным участием российских экспертов в международном проекте МАГАТЭ «INPRO»), концентрация усилий (финансовых и организационных) на технологиях и достижениях, способных обеспечить России достойное место на международном рынке ядерных технологий и расширить экспортные возможности страны.

В качестве приоритетного направления необходимо отметить ЯЭУ малой мощности на основе уникального опыта НИОКР и создания ЯЭУ для АПЛ, способные к конкуренции на обширном и незаполненном пока рынке АЭС малой мощности для развивающихся стран. Речь идет о перспективных ЯЭУ нового поколения (интегральная компоновка, жидкокометаллическое охлаждение и т.п.), соответствующих международным требованиям безопасности, экономики и нераспространения.

• Обеспечение аккумулирования, сохранения и передачи знаний и опыта в ядерной области, с активным привлечением исследователей в ядерную отрасль путем экономического (финансового и др.) и организационного стимулирования студентов, аспирантов и привлечения ведущих инженеров, исследователей и ученых к работе в «головных» ядерных университетах и кафедрах страны: МИФИ, ОИАТЭ, МВТУ, МЭИ, МФТИ, МАИ, МГУ и др. Практическая реализация задачи сохранения ядерных знаний и опыта путем разработки, утверждения и реализации «национальной программы» в этой области, создания Российского Центра ядерных знаний и технологий (интегрированного научно-образовательного центра) с регистрацией его как филиала Всемирного ядерного университета.

• Обеспечение (в т.ч. организационное) участия наиболее компетентных профессиональных «отраслевых» и независимых экспертов-ядерщиков в обсуждении и принятии решений по вопросам, определяющим ведущую роль ядерной науки и технологии: в Правительстве, в Совете Безопасности, в Администрации Президента.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Долгосрочные интересы энергетической и национальной безопасности России требуют развития вклада ядерной энергии в производство электричества, водорода, промышленного и бытового тепла для устойчивого развития страны. Накопленные за 50 лет существования в стране ЯЭ огромный технологический опыт и научно-технический потенциал позволяют России, при соответствующих условиях и инновационной политике, выйти на «ядерную передовую» и стать одним из лидеров следующей ядерной эры на благо своего народа, а также ведущим поставщиком ядерных технологий, оборудования, знаний и опыта в развивающиеся страны.

Поступила в редакцию 14.02.2005

# РАЗРАБОТКА И ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЛНОВОДНЫХ УЛЬТРАЗВУКОВЫХ ДАТЧИКОВ ДЛЯ КОНТРОЛЯ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ

**В.И. Мельников\*, М.А. Камнев\*, G. Gerbeth\*\*, S. Eckert\*\***

\*Нижегородский государственный технический университет, г. Н.Новгород

\*\*Научно-исследовательский центр Розендорф, г. Дрезден



Разработаны новые волноводные ультразвуковые датчики для контроля и диагностики жидкотемпературного теплоносителя, использующие волноводы продольных и сдвиговых волн. Подтверждена возможность применения этих датчиков для контроля процессов в расплаве натрия и эвтектике свинец–висмут. Разработана и проверена на практике технология подготовки поверхности волновода, с целью обеспечения акустического контакта в жидкотемпературной среде. Выполнены измерения профиля скорости эвтектики свинец–висмут и натрия в трубопроводах в различных температурных диапазонах.

## ВВЕДЕНИЕ

Развитие и безопасная эксплуатация ядерных энергетических установок с жидкотемпературным теплоносителем неразрывно сочетается с разработкой и использованием совершенных систем контроля и средств их диагностики. Важным компонентом таких систем являются приборы контроля состояния теплоносителя, от быстродействия и надежности которых во многом зависит правильный выбор технологического регламента и обоснованность действия персонала, особенно в нештатных ситуациях. Изучение поведения теплоносителя необходимо и при отработке перспективных конструкций и элементов будущих ядерных энергетических установок. Применение ультразвуковых приборов и устройств для диагностики процессов в жидкотемпературном теплоносителе является технически обоснованным. Проведенные ранее исследования различных авторов подтверждают перспективность работ в этом направлении [1].

В настоящее время выполнены успешные эксперименты с использованием акустической техники, направленные на решение следующих задач:

- обнаружение вскипания натриевого теплоносителя;
- регистрация течи в теплообменниках натрий–вода;
- обнаружение посторонних предметов в теплоносителе над активной зоной реактора;
- измерение уровня и расхода жидкотемпературного теплоносителя в трубопроводах [1–6].

© В.И. Мельников, М.А. Камнев, G. Gerbeth, S. Eckert, 2005

Однако практическое применение акустических систем при эксплуатации ядерных энергетических установок для контроля процессов в жидкотемпературном теплоносителе фактически отсутствует. Основными причинами, препятствующими их использованию в ядерной энергетике, являются

- недостаточная стойкость погружных датчиков, подвергающихся воздействию высокой температуры и радиации (при этом их стоимость весьма значительна);
- проблема акустического контакта приемной поверхности датчика с расплавом;
- низкий уровень используемой электроники для детектирования и генерации акустических сигналов.

В настоящей работе приводятся результаты исследований, направленные на совершенствование и разработку новых акустических датчиков для диагностики жидкотемпературных теплоносителей.

### **ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫЕ АКУСТИЧЕСКИЕ ДАТЧИКИ**

Традиционные конструкции высокотемпературных акустических датчиков основаны на использовании теплостойких пьезоэлектрических материалов, сохраняющих пьезоактивность вплоть до температуры порядка 1000°C. Из них наиболее распространены ниобат лития LiNbO<sub>3</sub> (точка Кюри 1210°C), фосфат галлия GaPO<sub>4</sub> (точка Кюри 900°C).

На практике использование данных пьезоэлектрических материалов при высоких температурах затруднено по целому ряду причин. Наиболее существенные из них следующие.

1. Для обеспечения акустического контакта пьезоэлектрического кристалла с корпусом датчика необходимо применение связующей прокладки. Ввиду того, что использование разного рода смазок практически исключается из-за разрушения их при высокой температуре, применяют инертный мягкий металл, например, золотую фольгу, что, однако, не гарантирует устойчивую работу датчика при термокачках. Корпус датчика должен быть изготовлен из материала, мало подверженного деформации в широком диапазоне температур.

2. Для вывода электрических сигналов от датчика используется металлический кабель с изолятором на основе окиси алюминия, обладающий высокой погонной емкостью и гигроскопичностью, существенно снижающей амплитуду полезного сигнала.

3. Ниобат лития при высокой температуре становится весьма чувствительным к составу окружающей газовой атмосферы, в частности, к кислороду.

4. С ростом температуры значительно уменьшаются константы пьезоактивности этих материалов (в десять раз и более) при изначально существенно меньших пьезомодулях по сравнению, например, с пьезокерамикой типа цирконат титанат свинца.

В связи с этим целесообразно вынести электромеханические преобразователи за пределы высокотемпературной зоны, а их акустическую связь с жидкотемпературным теплоносителем осуществлять при помощи волноводов (звукопроводов). При этом становится возможным использовать высококачественную пьезокерамику для генерации и приема ультразвуковых волн и применять хорошо отработанные технологии ее монтажа и согласования с электрической линией связи. Вместе с тем, без учета физических и конструктивных особенностей волноводных линий связи, эффективная передача ультразвуковых колебаний по волноводам практически исключается. Это подтверждается неуспешным опытом применения волноводных датчиков в исследованиях по изучению возможности регистрации кипения натрия в реакторе БОР-60 по акустическому шуму [4], что, по нашему мнению, не в последнюю очередь связано с неправильным выбором геометрии волновода.

В настоящее время в литературных источниках представлен ряд удачных конструкций волноводных датчиков, использующих волноводы продольных и сдвиговых волн, но задачу развития техники и технологии использования таких датчиков для диагностики жидкокометаллического теплоносителя нельзя считать полностью решенной. В данной работе мы рассматриваем вопросы разработки и применения волноводных датчиков продольных и сдвиговых волн.

### **ДАТЧИКИ, ИСПОЛЬЗУЮЩИЕ ВОЛНОВОДЫ ПРОДОЛЬНЫХ ВОЛН**

Основными параметрами, определяющими качество передачи ультразвуковых колебаний по волноводу, является правильный выбор его геометрии и частоты ультразвуковых колебаний. Для бездисперсионной передачи продольных волн нулевого порядка по цилиндрическому волноводу необходимо выполнение условия:

$$\frac{(d \cdot f)}{c} < 0,1, \quad (1)$$

где  $d$  – диаметр волновода;  $f$  – верхняя граница частоты передаваемых колебаний;  $c$  – скорость продольных волн в волноводе на нулевой частоте.

Игнорирование выполнения представленного соотношения приводит к возникновению в волноводе волн более высокого порядка, распространяющихся с различными скоростями и уносящих большую часть энергии. В результате происходит ослабление полезного сигнала, появление множества паразитных волн, причем с ростом длины волновода эти процессы многократно усиливаются.

Например, согласно соотношению (1), предельная частота сигналов, передаваемых по стальному волноводу диаметром 0,8 мм, составляет не более 600 кГц, а при диаметре волновода 8 мм – всего 60 кГц. Поскольку диаметр такого волновода много меньше длины ультразвуковой волны в теплоносителе, при передаче сигналов возникает проблема ввода акустического сигнала в теплоноситель, для решения которой следует использовать специальные конструктивные элементы. Разработка и особенно использование последних в жидкокометалле весьма затруднена.

Возможным выходом из этой ситуации является использование комбинированного волновода, составленного из тонких стержней, собранных в пучок и обеспечивающего поршневой характер излучения. На практике изготовление наборного волновода из тонких проволок встречает серьезные технологические затруднения, особенно возрастающие при необходимости изготовления высокочастотных датчиков с рабочей частотой до 4–5 МГц, поскольку при этом необходимо использовать волноводы диаметром около 0,1 мм.

Для решения задачи передачи ультразвуковых колебаний в широком диапазоне частот нами предложено использовать волноводы, сформированные из тонкой фольги, свернутой в виде трубы. При этом сравнительно легко можно выполнить условие (1), где в первом приближении диаметр волновода  $d$  следует заменить на толщину фольги  $h$ . В этом случае технология сборки датчика существенно упрощается, а надежность работы увеличивается.

Конструкция одного из вариантов волноводного датчика с волноводом, свитым из фольги, представлена на рис. 1. Волновод изготовлен из стальной нержавеющей

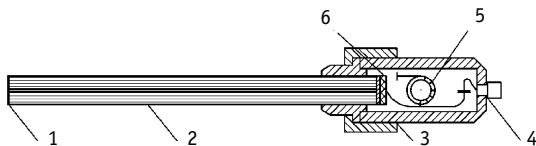


Рис.1. Конструкция датчика с витым волноводом: 1 – узел герметизации; 2 – волновод; 3 – корпус; 4 – разъем; 5 – трансформатор; 6 – пьезоэлемент

фольги 0Х18Н10Т толщиной 0,1 мм, которая свернута соосно вокруг капиллярной трубы. К одному из кончиков волновода присоединен пьезоэлемент в виде диска диаметром 7,5 мм, толщиной 0,4 мм, изготовленный из керамики ЦТС-19. Рабочий кончик волновода загерметизирован диском из фольги. Наружный диаметр волновода 7,5 мм, длина варьируется от 100 до 1000 мм и более. Максимальная рабочая частота такого датчика достигает 4 МГц, при ширине полосы пропускания около 1 МГц. Затухание сигнала, обусловленное потерями при преобразовании электрического сигнала в акустический и обратно и двойном пробеге акустического сигнала в волноводе длиной 1000 мм при температуре 20°C, составляет примерно 36 дБ. При этом затухание сигнала собственно в материале волновода на частоте 4 МГц всего 14 дБ. Согласование пьезопреобразователя с линией связи и подавление возможных помех обеспечивает трансформатор с дифференциальной вторичной обмоткой.

Затухание сигнала в волноводе описывается известной формулой:

$$A = A_0 \cdot \exp[-\alpha(t) \cdot l], \quad (2)$$

где  $l$  – длина волновода;  $\alpha(t)$  – постоянная затухания;  $A_0, A$  – амплитуда сигнала на входе в волновод и на его выходе соответственно.

Постоянная затухания зависит от материала волновода, его температуры и частоты. Для определения ослабления сигнала, возникающего при нагреве волновода, была экспериментально определена зависимость постоянной затухания нормальных продольных волн нулевого порядка от температуры (рис. 2). Согласно полученным результатам использование стали типа 0Х18Н10Т при температуре выше 800°C нецелесообразно ввиду значительного увеличения потерь ультразвука. Вид зависимости постоянной затухания от частоты – линейный.

Другой серьезной проблемой, требующей решения, является задача обеспечения акустического контакта волновода с контролируемой средой. Она должна решаться индивидуально в зависимости от сочетания материала волновода и вида жидкокометаллического теплоносителя. Нами были разработаны технологические приемы, позволившие обеспечить в широком диапазоне температур надежный контакт волновода с жидким натрием, свинцом, оловом, эвтектическими сплавами свинец–висмут, медь–цинк и другими расплавами. Рассмотрение этих приемов в данной статье мы опускаем.

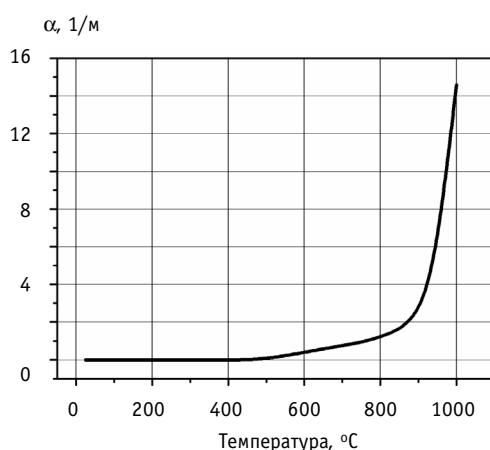


Рис. 2. Зависимость постоянной затухания ультразвука в стали 0Х18Н10Т от температуры на частоте 500 кГц

## ДАТЧИКИ, ИСПОЛЬЗУЮЩИЕ ВОЛНОВОДЫ СДВИГОВЫХ ВОЛН

При разработке датчика с волноводом сдвиговых волн необходимо решить ряд проблем. Основные из них это – правильный выбор геометрических размеров волновода и частоты для сведения к минимуму дисперсии сигналов при транспортировке акустических импульсов, выбор и оптимизация электромеханического преобразователя сдвиговых волн, поиск технических приемов эффективной передачи сигналов из волновода в расплав. В таких датчиках обычно используется волновод прямоугольного сечения.

Для бездисперсионной передачи нормальных сдвиговых волн нулевого порядка необходимо выполнение условия:

$$\frac{hf}{c} \geq 1, \quad (3)$$

где  $h$  – толщина волновода,  $f$  и  $c$  – соответствуют обозначениям из формулы (1).

Отсюда следует, что при толщине волновода 2 мм частота передаваемых сигналов должна быть выше 2,5 МГц.

Генерацию сдвиговых волн в волноводе можно осуществлять при помощи пьезопреобразователей со специально поляризованной структурой. Однако такие преобразователи достаточно редки и дороги. Значительно проще осуществить генерацию сдвиговой волны путем расщепления продольной волны при ее падении на скошенную поверхность (рис. 3). В соответствии с законом синусов сдвиговая волна, имеющая скорость распространения в стали около 3000 м/с, будет отражаться от поверхности под углом меньшим, чем продольная волна, скорость которой 6200 м/с. Если выбрать угол скоса волновода около  $61^\circ$ , то вектор распространения сдвиговой волны будет направлен по оси волновода и она будет свободно распространяться по нему. Продольная волна, падая под косым углом на поверхность волновода и много раз переотражаясь, трансформируется в волны высоких порядков, рассеивается и диссилирует.

Сдвиговые волны не излучаются в жидкость, поэтому их необходимо трансформировать в продольные или поверхностные волны. Во втором случае энергия акустических сигналов, передаваемых в расплав, может быть существенно увеличена. Разумеется, сказанное справедливо и при работе датчика в режиме приема.

Конструкция датчика с волноводом сдвиговых волн представлена на рис. 3. Волновод изготовлен из стали 0Х18Н10Т в виде полосы сечением  $3 \times 4$  мм длиной 200мм и установлен в корпус. Используется пьезоэлемент из керамики ЦТС-19  $4 \times 2$  мм, толщиной 0,4 мм. Нижняя часть волновода выполнена скошенной для трансформации сдвиговой волны в поверхностную. При этом диаграмма направленности лепестка излучения оказывается наклоненной под углом около  $33^\circ$  в воде при нормальных условиях. Внизу волновод загерметизирован диском из фольги. Рабочая частота датчика 6 МГц, при ширине полосы пропускания около 1 МГц. Затухание сигнала, обусловленное потерями при преобразовании электрического сигнала в акустический и обратно и двойном пробеге акустического сигнала в волноводе при температуре  $20^\circ\text{C}$ , составляет примерно 40 дБ. Для согласования пьезопреобразователя с линией связи используется трансформатор с дифференциальной вторичной обмоткой.

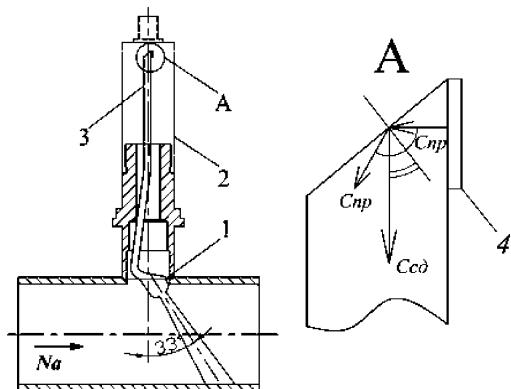


Рис.3. Конструкция датчика с волноводом сдвиговых волн:  
1 – поверхность излучения; 2 – корпус датчика;  
3 – волновод; 4 – пьезопреобразователь

## ОПЫТ ПРИМЕНЕНИЯ ВОЛНОВОДНЫХ ДАТЧИКОВ КОНТРОЛЯ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Ультразвуковые волноводные датчики были использованы нами в системах измерения скорости движения жидкого натрия и сплава свинец–висмут по трубопроводам, а также в ряде локальных экспериментов по отработке контрольного оборудования. Опыты по измерению скорости натриевого теплоносителя в трубопроводе проводились на стенде НАТАН в исследовательском центре Розендорф (Германия) [7].

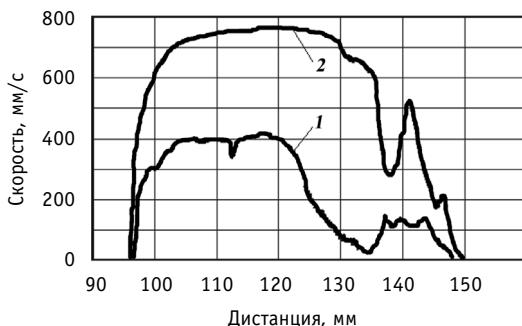


Рис. 4. Профиль скорости натрия в экспериментальном канале: 1 – скорость натрия 430 мм/с; 2 – скорость натрия 640 мм/с

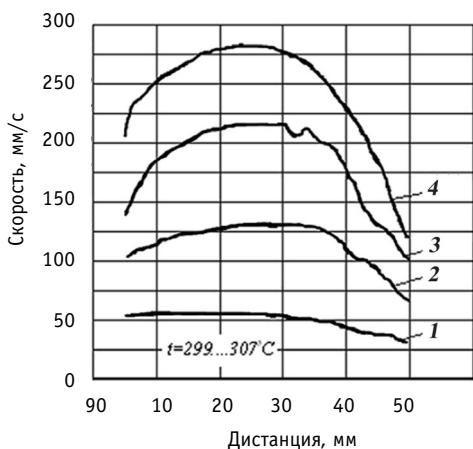


Рис. 5. Профиль скорости эвтектики свинец–висмут в экспериментальном канале. Расход теплоносителя: 1 – 25% от максимального; 2 – 50% от максимального; 3 – 75% от максимального; 4 – максимальный

измеренный профиль скорости при различных расходах сплава для этого случая показан на рис. 5.

Для отработки технологии движения газовой фазы в жидкometаллическом теплоносителе были выполнены измерения профиля скорости перемещения расплава, вызванного движением цепочки всплывающих пузырьков в емкости со сплавом Pb–Bi [9].

Опыты проводились с использованием емкости диаметром 125 мм и высотой 250 мм, который содержал около 2,5 л сплава (рис. 6). Нагрев осуществлялся при помощи электронагревателя и контролировался термопарами. Диапазон рабочих температур 180–300°C. Последовательность пузырьков формировалась впрыскиванием азота через капилляр с внутренним диаметром 0,5 мм. Кончик датчика погружался в сплав сверху и находился на дистанции 150 мм по вертикали и 30 мм по горизонтали от точки впрыска газа. Угол наклона датчика от вертикали 20°. Расход газа составил 3 см<sup>3</sup>/с. Типичный профиль скорости, определенный при помощи этой системы, показан на рис. 7. По нему можно наблюдать движение как жидкой фазы теплоносителя, так и газовых включений.

Измерения проводились в температурном диапазоне 150–300°C. Датчики с волноводом длиной 200 мм устанавливались в трубе прямоугольного сечения 44×44 мм под углом к оси трубы 20°. Рабочая частота ультразвука 4 МГц. Профиль скорости натрия определялся при помощи импульсной доплеровской системы, которая позволяла измерять скорость рассеивателей в потоке на различном удалении от датчика.

Некоторые экспериментальные результаты по измерению профиля скорости потока натрия при помощи датчика с витым волноводом продольных волн представлены на рис. 4.

Аналогичные профили скорости натриевого теплоносителя были получены нами при помощи датчиков с волноводами сдвиговых волн (рис. 3).

Витые волноводные датчики были использованы также для измерения профиля скорости потока эвтектики свинец–висмут. В частности, в петле «Тезис» в исследовательском центре Карлсруэ (Германия) датчики устойчиво работали в течение 72 ч, обеспечивая измерение профиля скорости движения сплава в температурном диапазоне 180–350°C [8]. Датчики устанавливались в цилиндрической трубе диаметром 60 мм под углом 45°. Характерный

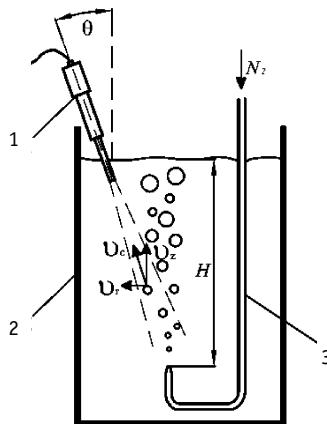


Рис. 6. Схема экспериментальной установки для исследования движения всплывающих пузырьков: 1 – датчик; 2 – экспериментальная емкость; 3 – капилляр

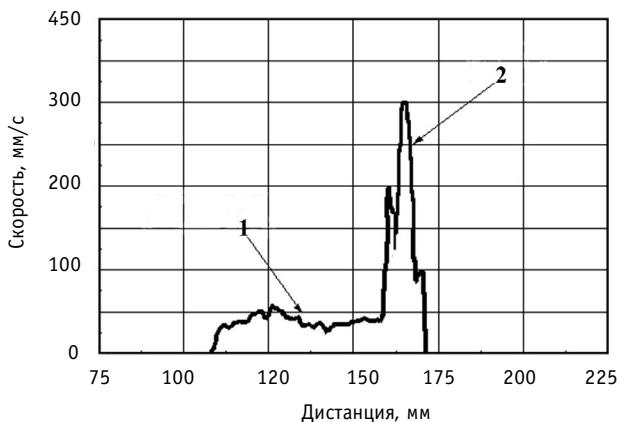


Рис. 7. Профиль скорости движения теплоносителя (1) и пузырьков газа (2)

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработаны новые волноводные ультразвуковые датчики для контроля и диагностики жидкотитанического теплоносителя, использующие волноводы продольных и сдвиговых волн. Подтверждена возможность применения этих датчиков для контроля процессов в расплаве натрия и эвтектике свинец–висмут. Разработана и проверена на практике технология подготовки поверхности волновода, с целью обеспечения акустического контакта в жидкотитанической среде. Выполнены измерения профиля скорости эвтектики свинец–висмут и натрия в трубопроводах в различных температурных диапазонах.

## Литература

1. Баранов В.М. Ультразвуковые измерения в атомной технике. – М.: Атомиздат, 1975. – 264 с.
2. Афанасьев В.А., Александров К.А., Кебадзе Б.В., и др. Эксперименты по вскипанию натрия в реакторе БОР-60//Атомная энергия. – 1978. – Т. 45. – № 5. – С. 338-342.
3. Югай В.С., Масагутов Р.Ф., Козлов Ф.А. Исследование акустических эффектов при течи воды в натрии//Атомная энергия. – 1983. – Т. 54. – № 3. – С. 170-173.
4. An ultrasonic waveguide for nuclear power plants / Watkins R.D., Gillespie A.B., Deighton M.O., Pike R.B.//Nuclear Power Plant Contz. and Instum. 1982. Vienna, 1983. – P. 593-604.
5. Boehmer L.S. Smith R.W. Ultrasonic instrument for continuous measurement of sodium levels in fast breeder reactors//IEEE Trans. Nucl. Sci. – 1976. – Т. 23. – P. 359-362.
6. Tageda Y. Development of an ultrasound velocity profile monitor//Nucl. Eng. Design. – 1991. – Т. 126. – P. 277-284.
7. Local and integral ultrasonic gauges for two-phase flow instrumentation in nuclear reactor and safety technology/Melnikov V.I. et al. Report FZR-303, ISSN 1437-322X, Forschungszentrum Rossendorf, Germany, November 2000. – 81 p.
8. Eckert S., Gunter G., Melnikov V.I., Lefhalm C.H., Knebel J. Application of ultrasound Doppler velocimetry to flows of hot metallic melts//Third International Symposium on Ultrasonic Doppler Methods for Fluid Mechanics and Fluid Engineering EPFL (Lausanne, Switzerland, 2002, September 9-11).
9. Eckert S., Gunter G., Melnikov V.I. Velocity measurements at high temperatures by ultrasound Doppler velocimetry using an acoustic wave-guide//Experiments in Fluids. – 2003. – V. 35. – P. 381-388.

Поступила в редакцию 25.01.2005

# АВТОМАТИЧЕСКОЕ ВЫЯВЛЕНИЕ ДЕФЕКТОВ ПО РЕЗУЛЬТАТАМ УЗК СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЙ ТРУБОПРОВОДОВ АЭС

**А.О. Скоморохов\*, П.А. Белоусов\*, А.В. Нахабов\*, А.С. Мокроусов\*\*,  
И.Ф. Щедрин\*\*, Т.Ф. Козак\*\***

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

\*\* *Инженерный центр диагностики НИКИЭТ им. Н.А. Доллежаля, г. Москва*



В настоящей статье представлены результаты разработки алгоритмов и программного обеспечения системы «УЗК-Аналитик» для автоматического выявления дефектов в сварных соединениях трубопроводов Ду-300 АЭС с реакторами РБМК-1000. Рассмотрены вопросы сглаживания сигналов УЗК, выявления зависимости порогов обнаружения дефектов от статистических характеристик сигналов, определения координат дефектов и минимизации числа ложных тревог. Приведено краткое описание программной реализации системы.

## ВВЕДЕНИЕ

В работе АЭС с реакторами РБМК-1000 важную роль играют трубопроводы Ду-300. Они входят в состав контура многократной принудительной циркуляции (опускные и напорные трубопроводы), системы продувки и расхолаживания и системы аварийного охлаждения реактора. Диаметр трубопроводов из austenитной стали составляет 325 мм, толщина стенки – 16 мм. Контроль состояния сварных соединений трубопроводов проводится с помощью ультразвукового (УЗ) метода неразрушающего контроля. Для проведения контроля, наряду с ручным УЗ, применяются две основные системы:

- 1) «АВГУР» [1], разработанная в ОOO НПЦ «Эхо+»;
- 2) «ПУЗК» [2–3], разработанная специалистами Инженерного центра диагностики при НИКИЭТ им. Н.А. Доллежаля.

Первая система использует алгоритм многочастотной акустической голографии, что позволяет получить ультразвуковое изображение дефекта с высоким разрешением. Это делает возможным точную оценку размеров дефекта. Вместе с тем проведение контроля и обработка требуют значительного времени (порядка 40 мин). Габариты измерительного блока не позволяют контролировать все необходимые швы. В целом доля системы «АВГУР» составляет 30–40% общего объема контроля, включая уточняющий контроль дефектов, выявленных другими методами.

Система «ПУЗК» является более компактной. Время контроля одного шва не превышает 4 мин. С помощью системы «ПУЗК» контролируется 60–80% сварных соединений.

© А.О. Скоморохов, П.А. Белоусов, А.В. Нахабов, А.С. Мокроусов, И.Ф. Щедрин,  
Т.Ф. Козак, 2005

нений. Методика контроля [2–3] предназначена для выявления продольных и поперечных несплошностей (дефектов) в материале сварного шва. Дополнительно определяются координаты и высоты дефектов. Затем, на основании полученной информации, принимается решение о возможности дальнейшей эксплуатации сварного соединения.

Данная статья представляет результаты разработки алгоритмов и программного обеспечения для автоматического анализа результатов УЗК, полученных с помощью системы «ПУЗК». При этом участие дефектоскописта может сводиться к просмотру, распечатке и подписи автоматически генерируемого заключения о состоянии сварного соединения.

## УСТАНОВКА ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ КОНТРОЛЯ СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЙ

Для проведения ультразвукового контроля (УЗК) служит установка, представленная на рис. 1.

В ее состав входят 8 преобразователей, располагающихся по обе стороны сварного шва [3]. Часть из них является генераторами, а часть – приемниками (усилителями) акустического сигнала (обозначены буквами Г и У), два преобразователя совмещают эти функции. Для обнаружения дефектов используется два метода ультразвукового контроля: эхо-метод и теневой метод. При эхо-методе преобразователи располагаются с одной стороны сварного соединения. Метод основан на том, что генератор излучает ультразвуковую волну, которая отражается от дефекта и принимается усилителем. Если нет дефекта, сигнал на приемнике отсутствует. При теневом методе генератор и приемник располагаются с разных сторон шва. В отсутствие дефекта волна без потерь проходит от генератора к приемнику. При наличии дефекта сигнал на приемнике ослаблен из-за рассеивания ультразвуковой волны на дефекте [4].

Всего реализовано 16 различных схем прозвучивания материала сварного шва. Основными являются 4 схемы с использованием эхо-метода (эхо-такты, например, с генератором Г0 и приемником У0) и 4 с использованием теневого метода (теневые такты, например, Г6–У5). С их помощью осуществляется выявление продольных дефектов. Еще 2 схемы предназначены для обнаружения поперечных дефектов. На случай недостаточного акустического контакта эхо-такты повторяются с увеличением

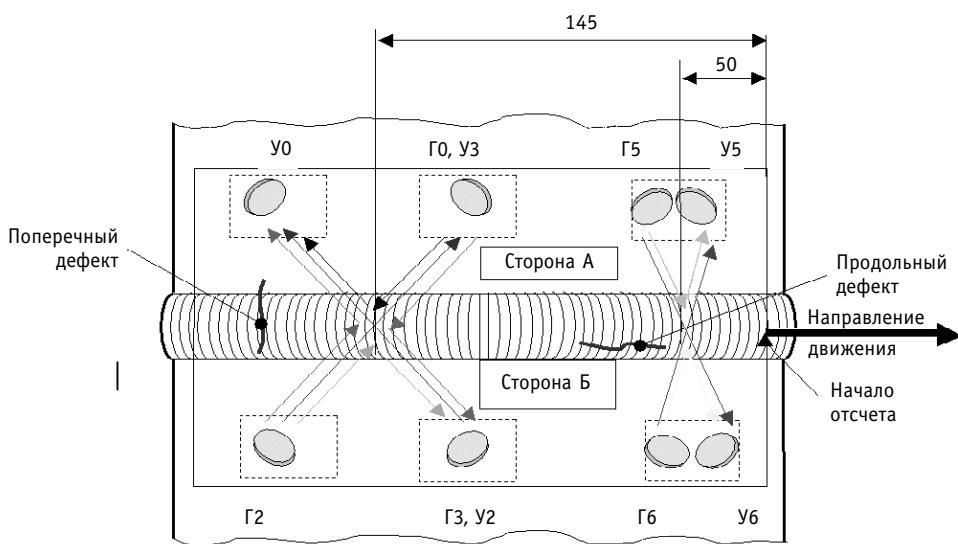


Рис. 1. Схема установки для проведения УЗК

+6 дБ (6 схем). Такое количество преобразователей и реализуемых с их помощью схем прозвучивания обеспечивает более надежное выявление дефектов.

Конструктивно все преобразователи объединены в так называемый сканер, в который также входят двигатель и датчик пути. Для проведения контроля сканер с помощью специального кольца устанавливается на сварное соединение и при помощи двигателя делает один оборот вокруг трубопровода с шагом 1 мм. При этом каждый миллиметр материала шва прозвучивается по всем 16 схемам, а датчик пути измеряет пройденное расстояние. С помощью кабеля сканер соединен с ультразвуковым дефектоскопом, на который в процессе контроля передается вся полученная информация. По окончании контроля данные с дефектоскопа переносятся на персональный компьютер для дальнейшего анализа.

### **ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ**

Описанная выше система в течение нескольких лет используется на российских АЭС с реакторами РБМК. Анализ результатов контроля выполняется экспертом, который выдает заключение о наличии дефектов в данном сварном соединении и их координатах. Основным признаком дефекта является одновременное повышение уровня эхо-сигнала (пик) и падение амплитуды теневого сигнала (провал) хотя бы по одной паре тактов. Таким образом, основная задача эксперта состоит в выделении пиков и провалов сигнала на фоне помех. После определения координат дефекта, его высота определяется по величине падения теневого сигнала.

В идеале амплитуда эхо-сигнала при отсутствии дефекта должна равняться нулю, а амплитуда теневого сигнала – 255 усл.ед. При наличии дефекта должно наблюдаться обратное соотношение сигналов по эхо- и теневым тактам.

В реальности, анализ сигналов затруднен наличием целого ряда мешающих факторов. Даже при отсутствии дефекта, ультразвуковая волна отражается на границах зерен структуры материала. Поэтому в сигнале всегда присутствует так называемый структурный шум [4]. Свое влияние оказывают электрические помехи и ошибки амплитудного квантования сигналов. Поведение сигналов УЗК существенно зависит от размера, ориентации и положения дефекта относительно измерительного блока. Наконец сильнейшее влияние на сигнал оказывает непостоянство акустического контакта датчиков и контролируемой поверхности.

Таким образом, эксперт должен проводить одновременный анализ и сопоставление, в условиях шумов и мешающих факторов, 16 сигналов, изменяющихся при изменении координат сканера. Понятны высокие требования к квалификации и опыту эксперта, которые часто недостижимы штатным персоналом лабораторий контроля металлов на АЭС. Это приводит к необходимости привлечения для контроля сотрудников организаций – разработчиков реактора и диагностического оборудования. Другими проблемами являются низкая скорость обработки результатов, субъективность оценки состояния сварного шва и влияние на нее «человеческого фактора».

Основной задачей разработки, описанной в настоящей статье, являлась максимальная автоматизация анализа результатов УЗК. Отметим, что на настоящем этапе отсутствуют данные для метрологической оценки разработанной системы. Как и всегда при разработке экспертных систем, оценкой качества являлось совпадение результатов анализа, проведенного системой и высококвалифицированными экспертами.

### **ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ**

Результаты УЗК сварного соединения представляют собой файл данных, в котором записана служебная информация (номер соединения, условия контроля и т.д.) и таблица измеренных значений сигналов. В первом столбце таблицы записываются

показания датчика пути (расстояние вдоль сварного шва в миллиметрах), а в остальных – значения амплитуд сигналов по всем 16 схемам прозвучивания. Длина окружности трубопровода составляет 1020 мм. Для надежного контроля начального участка сканирование проводится с нахлестом. Амплитуда сигнала изменяется в диапазоне 0–255 усл. ед.

Будем представлять результаты УЗК в виде матрицы  $\mathbf{Y}$  размерностью  $n \times m$ :

$$\mathbf{Y} = \begin{pmatrix} y_{11} & y_{12} & \dots & y_{1m} \\ y_{21} & y_{22} & \dots & y_{2m} \\ \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ y_{n1} & y_{n2} & \dots & y_{nm} \end{pmatrix}, \quad (1)$$

где  $n \geq 1020$  – число точек измерения,  $m = 16$  – количество тактов. Обозначим результаты контроля по отдельному  $i$ -му такту ( $i$ -й столбец матрицы) как вектор  $\vec{y}_i = (y_{1i}, y_{2i}, \dots, y_{ni})$ . Координатам, при которых проводились измерения, соответствует вектор  $\vec{x} = (x_1, x_2, \dots, x_n)$ . При анализе зависимости от координаты одиночного такта мы будем опускать индекс  $i$  и использовать скалярную запись  $y = f(x)$  или просто  $y(x)$ .

В качестве исходных данных для разработки алгоритмов и программ анализа использовались результаты УЗК 31-го сварного соединения (шва) трубопроводов Курской АЭС. Имеющиеся для этих швов экспертные заключения указывают на наличие в каждом шве от 1 до 4 выявленных дефектов.

Для независимой оценки качества разрабатываемых методов весь набор данных был разбит на обучающую (17 швов) и проверочную (14 швов) выборки. Обучающая выборка использовалась только для оценки параметров алгоритмов и моделей. Предсказательная способность и точность методов оценивалась на независимой проверочной выборке.

## СГЛАЖИВАНИЕ ДАННЫХ

Очевидным первым этапом анализа данных является подавление помех и фильтрация полезного сигнала. Для этого испытывались разнообразные методы, известные в анализе временных рядов, такие как сглаживание средними, медианами и полиномами по временному окну, экспоненциальное сглаживание и др. Критерием пригодности метода служило наименьшее уширение (размытие) полезных (соответствующих дефектам) пиков и наибольшее подавление шумовых пиков. Оценка проводилась путем визуального анализа большого числа примеров и сопоставления характеристик сглаженных сигналов в областях наличия и отсутствия дефектов. Для данной задачи наилучшим оказался метод сглаживания LOWESS (Locally-WEighted Scatterplot Smoothing), основанный на локально-взвешенном усреднении данных [5].

Суть этого метода заключается в следующем. Сглаженное значение  $y^s(x_t)$  в точке  $x_t$  для исходной последовательности  $y(x)$  вычисляется как взвешенное среднее всех  $y_i$  с весами  $w(x_i, x_t)$ :

$$y^s(x_t) = \frac{\sum_{i=1}^n w(x_i, x_t) \cdot y(x_i)}{\sum_{i=1}^n w(x_i, x_t)}, \quad (2)$$

где  $n$  – число точек последовательности  $y(x)$ ;  $y(x_i)$  – значение исходного сигнала в точке  $x_i$ ;  $w(x_1, x_t), w(x_2, x_t), \dots, w(x_n, x_t)$  – набор весовых коэффициентов для точки  $x_t$ , экспоненциально убывающих с ростом расстояния от  $x_t$  до  $x_i$ . Весовые коэффициенты рассчитываются следующим образом:

$$w(x_i, x_t) = e^{-\frac{(x_i - x_t)^2}{b^2}}, \quad (3)$$

где  $i = 1, 2, 3, \dots, n$ ;  $b$  – параметр алгоритма сглаживания.

Параметр  $b$  определяет эффективную ширину окна усреднения данных. При больших значениях  $b$  происходит уширение и уменьшение амплитуды пиков (в пределе на выходе фильтра получим близкий к постоянной сигнал). При маленьких значениях  $b$  не будут подавляться узкие шумовые пики. Мы стремились к наименьшимискажением полезного сигнала при наибольшем подавлении шумов. В нашем случае наилучшие результаты получились при значении  $b = 0,7$ . Пример эффекта сглаживания данных приведен на рис. 2.

Данный шов имеет два дефекта, области координат которых показаны на рисунке жирными линиями ниже оси абсцисс. Исходный сигнал принимает значения практически равные значениям в области дефектов при координатах около 550 и 1050 мм. Можно сказать, что отношение сигнал/шум примерно равно 1 и анализ не сглаженного сигнала даст два ложных пика в районе указанных координат. После сглаживания амплитуда полезных пиков практически не изменяется, а наименьшее подавление шумового пика (в районе 1050 мм) составляет почти 80 ед. При выборе в качестве порога обнаружения дефектов величины, отмеченной на рис. 2 как «Порог 1», будут выявлены оба дефекта при отсутствии ложных тревог.

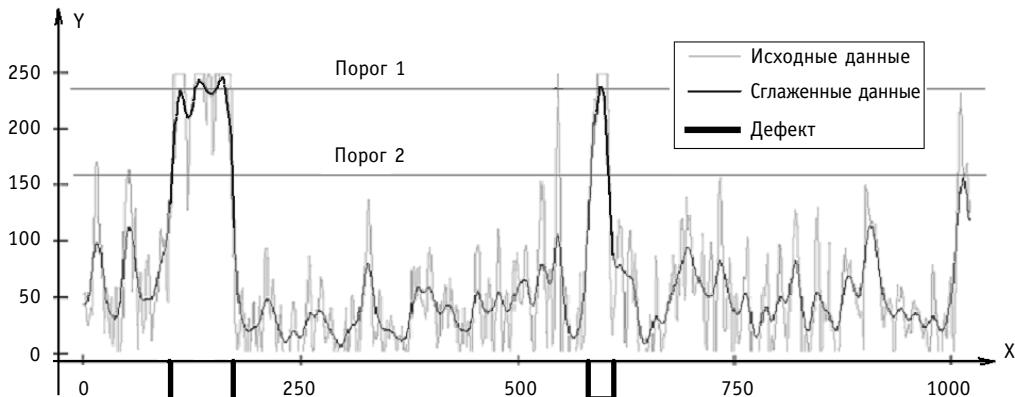


Рис. 2. Пример подбора порога для сигнала по эхо-такту: по оси X приведена координата вдоль шва в мм, по оси Y – амплитуда сигнала в усл.ед.

## АВТОМАТИЧЕСКОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПОРОГОВ ВЫЯВЛЕНИЯ ДЕФЕКТОВ

Автоматическое определение порогов выявления дефектов будем проводить перебором всех возможных значений порога из области определения сигнала [0–255] и определением значения, доставляющего максимум критерию оптимизации. Критерий основан на отношении выявленных дефектов и ложных тревог и будет пояснен ниже.

Рассмотрим подбор порогов на примере (рис. 2) сигнала по эхо-такту для одного из швов. Рассмотрим зависимость  $y(x)$  (рис. 2, «исходные данные») и проведем сглаживание по алгоритму LOWESS. Полученный сигнал  $y^s(x)$  (рис. 2, «сглаженные данные») будем сравнивать с различными порогами. Задача заключается в том, чтобы, зная координаты дефектов  $\vec{x}_d = (x_{d_1}, x_{d_2}, \dots, x_{d_l})$ , где  $l$  – число дефектных координат, подобрать такой уровень порога, чтобы его превышали, по возможности, только значения  $y^s(\vec{x}_d)$ .

Для того, чтобы автоматизировать процедуру подбора порогов  $p$ , был введен следующий критерий:

$$k = \frac{N_d}{N_f + 0,1}, \quad (3)$$

где  $N_d$  – число координат, выявленных при данном пороге дефектов (длина последовательности  $y^s(\vec{x}_d) > p$ ), а  $N_f$  – число ложных тревог ( $x \notin \vec{x}_d, y^s(x) > p$ ). Малая константа 0,1 введена, чтобы значение критерия не обращалось в бесконечность при отсутствии ложных тревог.

Типичное поведение выбранного критерия оптимизации порога выявления дефектов при изменении величины порога 1 до 254 усл.ед. представлено на рис. 3. Видно, что значение критерия сначала растет благодаря уменьшению числа ложных тревог. При больших значениях порога наблюдается уменьшение значения критерия, связанное с превышением амплитуды пиков, соответствующих дефектам (пропуск цели). Имеющийся диапазон нечувствительности значения критерия к величине порога (от точки Порог 1 до точки Порог 2 на рис. 2, 3) показывает робастность определения порога. В качестве точечной оценки оптимального порога нами выбирался порог, соответствующий середине зоны нечувствительности.

С помощью описанной процедуры оптимальные пороги были определены для всех эхо-тактов на данных швов, включенных в обучающую выборку. Используя эти данные, перейдем к задаче предсказания значения порога.

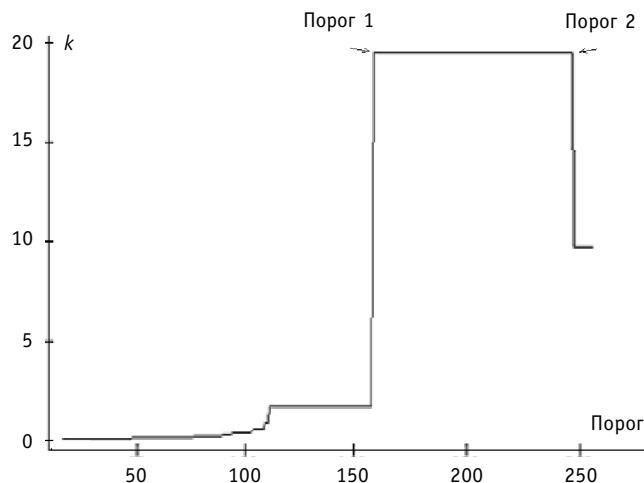


Рис. 3. Зависимость критерия оптимизации от величины порога

## ПРЕДСКАЗАНИЕ ЗНАЧЕНИЙ ПОРОГОВ ВЫЯВЛЕНИЯ ДЕФЕКТОВ

Естественным предположением является зависимость величины порога от уровня шумов для каждого конкретного измерения.

Для оценки уровня шумов нами опробовались такие статистические характеристики как медиана, среднее значение, среднеквадратическое отклонение и межквартильный размах сигнала. По данным обучающей выборки вычислялись коэффициенты корреляции между значениями оптимальных порогов и каждой из этих характеристик. В результате оказалось, что наиболее сильно пороги зависят от межквартильного размаха сигнала. Отметим, что при вычислении межквартильного размаха отсекается 25% наименьших и наибольших значений выборки, что позволяет избавиться от влияния больших значений в области дефектов на оценку уровня шумов.

Зависимость оптимальных порогов выявления дефектов  $l$  от межквартильного размаха сигнала  $r$  по эхо-тактам обучающей последовательности показана на рис. 4.

Эта зависимость, как видно из рис. 4, может с достаточной точностью быть аппроксимирована прямой. Оценки коэффициентов прямой, выполненные методом наименьших квадратов, выглядят следующим образом:

$$l(r) = 30,45 + 2,28 \times r, \quad (4)$$

где  $l$  – значение оптимального порога для сглаженного сигнала,  $r$  – значение межквартильного размаха сигнала.

В качестве проверочной выборки были использованы данные для оставшихся 14 швов. Предсказанные по зависимости (4) значения порогов позволили выявить все дефектные области.

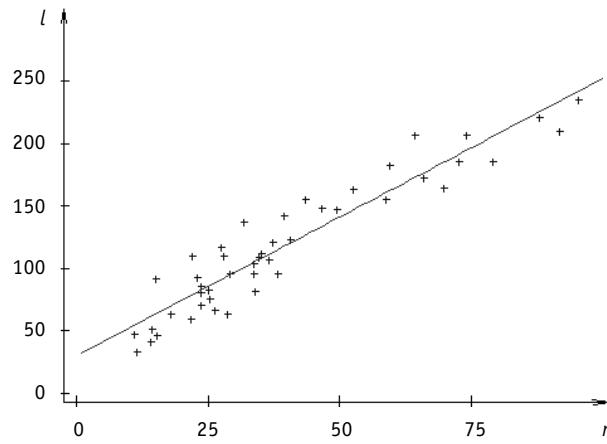


Рис. 4. Зависимость порога выявления дефектов от межквартильного размаха сигнала

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ КООРДИНАТ ДЕФЕКТОВ

Применяемое нами сглаживание сигналов, наряду с полезной работой по подавлению шумовых пиков (снижению числа ложных тревог), приводит к уширению пиков, связанных с дефектами, и ошибкам в определении координат дефектов.

В дальнейшем мы будем использовать координаты пересечения пиков с оптимальным порогом в качестве предварительных координат дефектов, а более точное определение проводить по исходному (не сглаженному) сигналу.

Проявление дефекта в сигнале эхо-такта можно представить как увеличение уровня сигнала от некоторого начального значения, области постоянного уровня (при сканировании вдоль дефектной области) и последующим снижением уровня сигнала. Весьма чувствительной статистикой для детектирования изменений уровней сигнала является кумулятивная сумма сигнала [6].

Для уменьшения диапазона изменения кумулятивной суммы, исходные данные сначала центрируются:

$$y_c(x) = y(x) - \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n y(x_i), \quad (5)$$

где  $y_c(x)$  – центрированная последовательность. Кумулятивная сумма для последовательности  $y_c(x)$  в точке  $x_t$  есть сумма значений последовательности  $(y_c(x_1), y_c(x_2), \dots, y_c(x_t))$ , при  $t \leq n$ :

$$s(x_t) = \sum_{i=1}^t y_c(x_i). \quad (6)$$

Пример кумулятивной суммы исходного сигнала для области одного дефекта по эхо-такту показан на рис. 5, из которого видно, что, при приблизительно постоянном уровне сигнала, кумулятивная сумма изменяется от координаты линейно. Координатам начала (увеличение уровня сигнала) и конца (уменьшение уровня сигнала) дефекта соответствуют точки изменения наклона зависимости кумулятивной суммы. Следовательно, для определения координат дефекта нам необходимо определить координаты этих точек.

Для нахождения точек излома воспользуемся следующим методом. Если мы разобьем расширенную область дефекта на три участка таким образом, что их границы будут проходить через точки излома кумулятивной суммы, то аппроксимация значений кумулятивной суммы на каждом участке прямыми линиями будет наилучшей. Нами перебирались все возможные варианты разбиения и для каждого варианта вычислялось среднеквадратическое отклонение (СКО) аппроксимации сигнала тремя прямыми линиями по методу наименьших квадратов. В итоге выбираем в качестве оптимального то разбиение, для которого СКО имеет наименьшее значение.

При этом границы участков определяют координаты начала и конца дефекта. Для данного примера автоматически определенные координаты дефекта практически точно совпали с определением эксперта (прямоугольник под осью абсцисс).

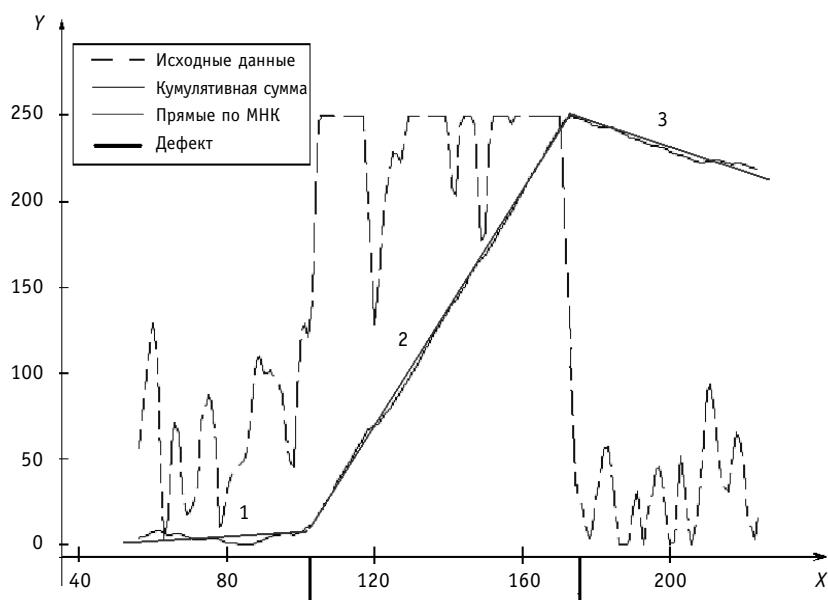


Рис. 5. Исходные данные и кумулятивная сумма в области дефекта

## ГОЛОСОВАНИЕ ОЦЕНОК КООРДИНАТ ДЕФЕКТОВ

Как уже отмечалось выше, измерительная система спроектирована с избыточностью. Таким образом, каждый дефект должен проявляться по более чем одному эхо-такту. Например, дефект на стороне А (рис. 1) должен быть сначала обнаружен по сигналу эхо-такта Г0–У0, а затем (после перемещения сканера на 95 мм) по эхо-такту Г5–У5. Вместе с тем, шумы и помехи, являясь случайными величинами, проявляются в сигнале каждого такта независимо. Это позволяет повысить достоверность выявления дефектов и снизить число ложных тревог, проводя голосование по результатам, полученным для различных эхо-тактов. Мы будем располагать набором дефектов, выявленных по различным тактам. В общем случае для того, чтобы получить спи-

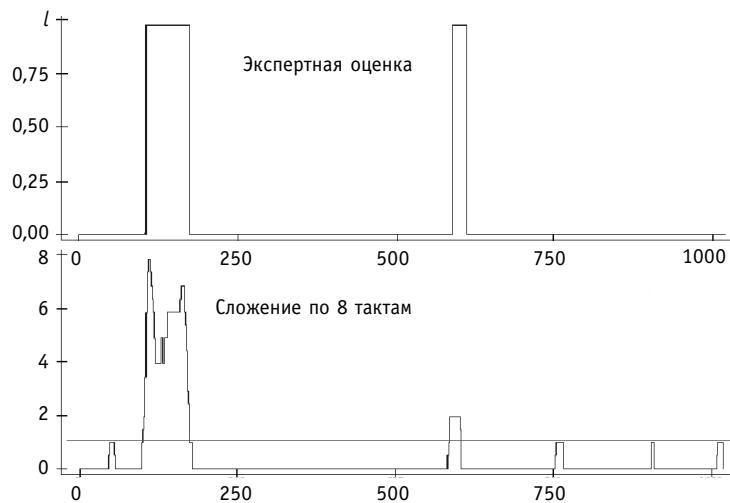


Рис. 6. Исходные данные и кумулятивная сумма в области дефекта: верхняя часть рисунка показывает области двух дефектов, определенные экспертами; нижняя часть - число эхо-тактов, по которым сигнал превышает соответствующий порог для каждой координаты

сок дефектов для всего шва, нам необходимо просто объединить координаты дефектов по различным эхо-тактам. Пример такого голосования приведен на рис. 6.

Максимально возможное значение составляет 8, это означает, что порог превышен по всем восьми эхо-тактам. Путем анализа большого набора сигналов нами было выбрано правило «дефект при данной координате, если сигналы по двум или более эхо-тактам превышают пороги». В приведенном на рис. 6 примере это правило позволило выявить оба дефекта и избавиться от четырех ошибок, случайно проявлявшихся по одиночным тактам.

Заключительным этапом диагностирования является проверка, для областей подозреваемых на наличие дефекта, падения сигналов по теневым тактам и определение условной высоты дефектов, что выходит за рамки настоящей статьи.

## ПРОГРАММНАЯ РЕАЛИЗАЦИЯ

Описанные выше алгоритмы выявления дефектов и определения их координат были программно реализованы в виде системы «УЗК-Аналитик» для работы под управлением операционной системы MS Windows™. В качестве средства разработки был выбран язык программирования Dyalog APL/W [7]. Этот выбор обусловлен тем, что данный язык программирования очень хорошо подходит как для эффективной обработки массивов данных, так и для создания полноценного графического интерфейса пользователя.

Общий вид графического интерфейса пользователя представлен на рис. 7. Система предоставляет пользователю широкие возможности по вводу, преобразованию и визуализации исходных данных. Наряду с интерактивным анализом результатов УЗК, система позволяет проводить полностью автоматическое выявление дефектов. После проведения диагностики система автоматически формирует (в формате RTF) итоговое заключение о состоянии сварного соединения с возможностью выдачи его на печать.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате проведенных исследований авторами была решена задача автоматизации процедуры анализа результатов ультразвукового контроля сварных соединений трубопроводов Ду-300 на АЭС с реакторами РБМК-1000. На основе разрабо-

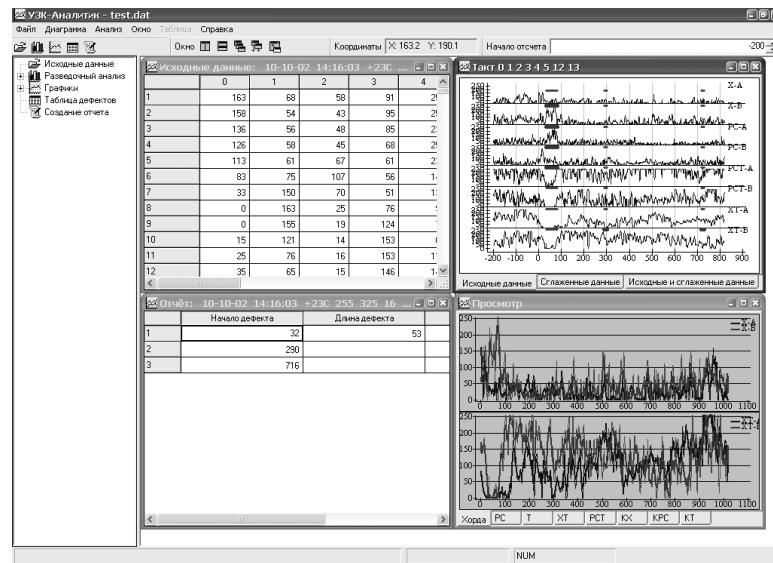


Рис. 7. Интерфейс программы для анализа результатов УЗК сварных соединений

танных методик и алгоритмов анализа данных была создана система «УЗК-Аналитик», которая находится в опытной эксплуатации на Курской и Смоленской АЭС. Обработка с помощью системы результатов УЗК по более чем 1000 сварных соединений показало высокую достоверность результатов автоматического диагностирования. В ряде случаев система позволила выявить пропущенные экспертами дефекты.

По результатам опытной эксплуатации ведется работа по совершенствованию используемых алгоритмов, уточнению оценок статистических параметров и адаптации возможностей интерфейса к требованиям пользователя. В ближайшем будущем планируется прохождение данной системой аттестации в соответствующих государственных органах и последующее принятие системы в штатную эксплуатацию.

### Литература

1. Бадалян В.Г., Вопилкин А.Х. Опыт применения ультразвуковой системы с когерентной обработкой данных «Авгур» на российских АЭС // Контроль. Диагностика. – 2000. – № 9. – С. 35-39.
2. Методика полуавтоматизированного ультразвукового контроля аустенитных сварных соединений трубопроводов Ду-300 и РГК энергоблоков типа РБМК-1000. № 840.11М-01. М. – ГУП ИЦД НИКИЭТ, 2003.
3. Система полуавтоматизированного ультразвукового контроля аустенитных сварных соединений трубопроводов Ду-300 и РГК с ограниченным доступом и автоматической записью результатов контроля: Техническое описание и инструкция по эксплуатации № 840.04ИЭ. – М.: ГУП ИЦД НИКИЭТ, 2003.
4. Подсекин А.К. Основы неразрушающих методов контроля сварных соединений АЭС: Учеб. пособие. – ИАТЭ, 1990.
5. Cohen R. An Introduction to PROC LOWESS for Local Regression. SAS Institute Inc., 2002.
6. Никифоров В.Н. Последовательное обнаружение изменения свойств временных рядов. – М.: Наука, 1983.
7. Dyalog APL/W. Version 10.1. <http://www.dyalog.com>

Поступила в редакцию 15.11.2004

# ПРОВЕРКА НЕПРЕРЫВНОСТИ ПОДАЧИ БОРНОГО РАСТВОРА В АКТИВНУЮ ЗОНУ РЕАКТОРА ПРИ РАЗРЫВАХ ПЕРВОГО КОНТУРА ЭКВИВАЛЕНТНЫМ ДИАМЕТРОМ ДУ 50–ДУ 100

**А.Н. Шкаровский\*, В.И. Аксенов\*, Н.П. Сердунь\*\***

\*Концерн «Росэнергоатом», г. Москва

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



Проведено расчетное исследование аварий с разрывом первого контура эквивалентным диаметром 50, 80 и 100 мм и потерей теплоносителя при работе реактора на номинальной мощности с целью проверки непрерывности подачи борного раствора в активную зону реактора при последовательном включении в работу трех ступеней системы аварийного охлаждения зоны – впрыска бора высокого давления, гидроаккумулирующих емкостей, впрыска бора низкого давления. Показано, что во всех исследованных режимах существует перекрытие по времени окончания работы ступени более высокого давления и началом работы ступени более низкого давления. Это обеспечивает расхолаживание реакторной установки и перевод реактора в подkritичное состояние.

## ВВЕДЕНИЕ

В рамках рассматриваемой задачи физическая категория «подkritичность реактора» в нормальных и аварийных режимах его работы обеспечивается двумя факторами – положением органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ) и концентрацией борной кислоты в активной зоне. В случае аварий с разрывом первого контура и потерей теплоносителя формируются сигналы на срабатывание АЗ-1 и запуск систем безопасности. При этом сначала борный раствор подается в первый контур от насосов впрыска высокого давления (при давлении в первом контуре, равном 10,59 МПа), затем по достижении давления 5,88 МПа, подключаются гидроаккумулирующие емкости системы аварийного охлаждения зоны (ГЕ САОЗ), а по достижении давления 1,47 МПа включаются в работу насосы аварийного расхолаживания (АР). Однако в процессе развития аварийной ситуации могут сложиться условия, при которых, исчерпав запас борного раствора, ГЕ САОЗ прекращают свою работу, а давление в первом контуре остается выше 1,47 МПа, что исключает возможность подачи борного раствора от насосов АР, а это может привести к неуправляемому росту реактивности. Целью настоящего исследования является проверка непрерывности подачи борного раствора на всем протяжении аварийного процесса при разрывах пер-

---

© А.Н. Шкаровский, В.И. Аксенов, Н.П. Сердунь, 2005

вого контура эквивалентным диаметром Ду 50–Ду 100 и достаточности этой подачи для расхолаживания активной зоны и перевода реактора в конечное безопасное состояние.

## ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ РАСЧЕТА

Исходные данные для расчета параметров аварийной ситуации в общем виде представлены в [1]. К этим общим данным необходимо добавить некоторые специфические особенности, характеризующие исходное состояние реакторной установки (РУ) при рассмотрении данной конкретной аварийной ситуации. Они заключаются в следующем:

- в качестве исходного события принимается разрыв трубопровода первого контура эквивалентными диаметрами Ду 50 (начальный расход течи составляет 265 кг/с), Ду 80 (начальный расход течи 670 кг/с) и Ду 100 (начальный расход течи 1040 кг/с); все системы нормальной эксплуатации и системы безопасности работают без отказов в проектном режиме; обесточивания АЭС во время аварийного режима не происходит;
- все параметры РУ принимаются (в том числе и распределение энерговыделения по высоте и сечению активной зоны) в наихудшем состоянии для оценки последствий исходного события; учитываются задержки на срабатывание защит и блокировок, и время транспортного запаздывания подаваемых сред в первый и второй контуры;
- во всех режимах принято, что отключение главных циркуляционных насосов (ГЦН) происходит по уменьшению разности температур теплоносителя в горячей нитке главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) и температурой насыщения ниже 15°C, как наиболее консервативное предположение с точки зрения теплогидравлической обстановки в активной зоне реактора.

В процессе расчетного анализа аварийной ситуации исследуется поведение тех же параметров, что и в [1].

## МЕТОДИКА РАСЧЕТА

Непосредственно с задачей расчета связаны такие составные части реакторной установки:

- реактор;
- циркуляционные петли;
- компенсатор давления (КД);
- парогенератор (ПГ);
- система САОЗ;
- главные циркуляционные насосы (ГЦН).

Расчет изменения параметров первого и второго контуров для режима разрыва Ду 50 выполнялся по программе «Динамика-5» [2, 3]. В общем виде расчетная схема РУ, включая некоторые ее особенности, обусловленные специфическими условиями данного расчета, описана ниже.

Система теплоносителя первого контура представлена четырьмя расчетными петлями:

- расчетная петля 1 – петля, к которой подключен компенсатор давления;
- расчетная петля 2 – аварийная петля;
- расчетные петли 3 и 4 – рабочие петли (моделируют две оставшиеся петли, которые считаются работающими в одинаковых условиях).

По длине циркуляции теплоносителя в петлях выделены три макроучастка – горячий трубопровод, тепловыделяющие трубы ПГ, холодный трубопровод. Горячий трубопровод представлен семью участками, трубы ПГ разбивались по длине на пять

участков, холодный трубопровод состоит из семи участков, дыхательный трубопровод КД представлен тремя участками.

Сборная (СКР) и напорная (НКР) камеры реактора моделировались одним участком каждой. Активная зона по высоте разбивалась на десять участков одинаковой длины.

Расчет аварийных режимов разрыва первого контура Ду 80 и Ду 100 выполнялся по многоэлементной программе «ТЕЧЬ М-4» [3, 4]. Циркуляционный контур при расчетах по этой программе представлен аварийной петлей и работоспособными петлями. Общее количество петель – четыре. Компенсатор давления подключен к петле 1. Первый контур, исключая активную зону, представлен 67 расчетными элементами. Второй контур моделировался 4 расчетными элементами, один из которых моделирует парогенератор аварийной петли, а остальные – ПГ работоспособных петель. Работоспособные петли разделены на 16, а аварийная петля – на 17 расчетных элементов. НКР и СКР моделируются соответственно 5 и 3 расчетными объемами. КД и соединительный трубопровод представлены 1 и 2 расчетными объемами соответственно. Активная зона представлена пятью параллельными каналами, четыре из которых моделируют ее обогреваемую часть, а один необогреваемый – протечки теплоносителя мимо активной зоны. Обогреваемые каналы отличаются различным энерговыделением. Каналы активной зоны по высоте разделены на 12 участков, 10 из которых моделируют тепловыделяющую часть, а два – вход и выход из активной зоны.

При расчетном описании динамики процессов в ПГ моделируется работа системы подачи питательной воды, предохранительных клапанов, стопорных клапанов турбины и клапанов быстродействующих редукционных устройств. ПГ соединены линией перетечек, которая моделирует общий паровой коллектор.

Обоснование используемых программ и описанной расчетной схемы приведено в ряде работ по верификации [5–7].

В расчетах по программе «Динамика-5» в качестве аварийной петли принята петля 2, при этом принимается течь на холодной нитке ГЦТ вблизи корпуса реактора. Насосы аварийного впрыска бора (3 насоса) подключены к холодным ниткам циркуляционных петель 1, 3 и 4.

В расчетах по программе «Течь-М-4» в качестве аварийной петли принята петля 4, при этом течь моделируется на холодной нитке вблизи корпуса реактора. Насосы аварийного впрыска бора высокого давления (3 насоса) подключены к холодным ниткам петель 2, 3 и 4. Насосы аварийного расхолаживания (3 насоса) подключены следующим образом:

- 2 насоса – к СКР и НКР двумя напорными трубопроводами;
- третий насос – к горячей и холодной ниткам петли 4 двумя трубопроводами.

В расчетах по обеим программам принято, что работают 4 гидроаккумулирующие емкости САОЗ, две из них подключены к СКР, а две – к НКР.

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА

Как и в работе [1] в настоящем исследовании было рассчитано изменение всех параметров РУ в процессе развития аварийной ситуации. Для каждого параметра, характеризующего физическое состояние РУ, были построены соответствующие графики. Анализ и сопоставление графиков для каждого исходного события позволил проследить развитие аварийной ситуации и момент достижения условий срабатывания того или иного устройства системы управления и защиты реакторной установки.

## **Разрыв эквивалентным диаметром Ду 50 трубопровода на входе в реактор**

Вследствие истечения теплоносителя первого контура происходит резкое падение давления и уровня в КД и на 35 с процесса срабатывает аварийная защита, после чего скорость снижения давления превышает 0,078 МПа/с, что приводит к запуску систем безопасности. Насосы аварийного впрыска бора начинают работать в режиме рециркуляции. Через 10 с после срабатывания АЗ закрываются стопорные клапаны турбины. В этот момент отключаются турбопитательные насосы и включаются вспомогательные питательные электронасосы (ВПЭН), которые подают воду в ПГ из деаэратора с температурой 164°C и расходом 150 м<sup>3</sup>/ч каждый. Этого расхода достаточно для того, чтобы обеспечить поддержание номинального уровня в ПГ. Давление во втором контуре поддерживается работой быстродействующей редукционной установкой со сбросом пара в конденсатор турбины (БРУ-К).

На 130 с процесса давление теплоносителя в первом контуре снижается до 10,59 МПа, и насосы аварийного впрыска бора начинают подавать борный раствор в холодные нитки ГЦТ. На 145 с оператор отключает ГЦН по сигналу снижения запаса до насыщения  $\Delta t_s < 15^\circ\text{C}$ .

За счет подачи борного раствора от насосов САО3 расход в течь компенсируется и давление теплоносителя в первом контуре стабилизируется на уровне 5,9 МПа.

На 900 с с начала аварии опорожняется бак емкостью 125 м<sup>3</sup> с концентрацией борной кислоты 40 г H<sub>3</sub>BO<sub>4</sub>/кг H<sub>2</sub>O и осуществляется переключение насосов САО3 на подпитку из баков с концентрацией борной кислоты 16 г H<sub>3</sub>BO<sub>4</sub>/кг H<sub>2</sub>O (3 бака емкостью 500 м<sup>3</sup> каждый).

К 5000 с аварийного процесса за счет работы насосов аварийного впрыска бора температура в СКР снижается до 160°C, температура в НКР – до 60°C, давление стабилизируется на уровне 5,9 МПа. Таким образом, при течи первого контура эквивалентным диаметром Ду 50 не требуется ввод в работу ГЕ САО3 и насосов АР. Насосы впрыска бора высокого давления обеспечивают компенсацию течи, расхолаживание активной зоны и перевод реактора в подкритичное состояние.

## **Разрыв эквивалентным диаметром Ду 80 трубопровода на входе в реактор**

Выброс теплоносителя в течь не компенсируется работой системы нормальной подпитки, что приводит к снижению давления в первом контуре и уровня воды в КД и на 9 с процесса достигается уставка на срабатывание АЗ. Срабатывание АЗ и некоторая задержка в отключении ГЦН приводят к расхолаживанию активной зоны (отводу тепла, аккумулированному в топливе). Запускаются системы безопасности и на 50 с подключаются насосы аварийного впрыска бора САО3. Подача борного раствора от насосов САО3 обеспечивает расхолаживание, частичную компенсацию течи и снижение средней температуры теплоносителя первого контура. Начиная с 200 с процесса, происходит подключение ГЕ САО3 в пульсирующем режиме работы. Подача холодной воды в корпус реактора обеспечивает также отвод тепла, аккумулированного в корпусе реактора и металлоконструкциях первого контура.

На 1240 с начинается подача борного раствора от аварийных насосов расхолаживания, однако это приводит к резкому росту давления теплоносителя до 3,3 МПа и насосы АР начинают работать в пульсирующем режиме. Тем не менее, подачи борного раствора от 3 насосов аварийного впрыска бора, ГЕ САО3 и 3 насосов АР, даже работающих в пульсирующем режиме, достаточно для компенсации течи теплоносителя и к 2100 с аварийного процесса происходит стабилизация параметров первого и второго контуров РУ. На выходе из наиболее теплонапряженных ка-

## БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА

налов активной зоны не наблюдается повышения температуры теплоносителя выше ее значений в номинальном режиме.

С задержкой 10 с момента формирования сигнала на срабатывание А3 закрывают стопорные клапаны турбины, что приводит к росту давления во втором контуре и срабатыванию БРУ-К. После отключения турбины происходит отключение нормальной подпитки ПГ, а его питание осуществляется от ВПЭН из деаэратора.

Таким образом, в аварии с течью Ду 80 при работе САО3 в составе трех насосов аварийного впрыска бора, трех насосов АР и четырех ГЕ обеспечивается расхолаживание активной зоны и поддержание ее в подкритическом состоянии в течение всего аварийного процесса. Результаты расчета также показали, что имеется перекрытие по времени между нижним пределом области работы ГЕ САО3 (1340 с процесса) и верхним пределом работы насосов аварийного расхолаживания (1240 с процесса).

### **Разрыв эквивалентным диаметром Ду 100 трубопровода на входе в реактор**

Выброс массы теплоносителя в течь превышает возможности нормальной подпитки, что приводит к снижению давления в первом контуре и уровня воды в КД. На 6 с процесса достигается уставка на срабатывание А3-1.

Срабатывание А3-1 и некоторая задержка в отключении ГЦН приводят к расхолаживанию активной зоны (отводу тепла, аккумулированного в топливе). Запускаются системы безопасности и на 45 с процесса подключаются насосы аварийного впрыска бора САО3. Подача воды от насосов САО3 обеспечивает расхолаживание, частичную компенсацию течи и снижение средней температуры теплоносителя первого контура. Начиная с 200 с процесса, происходит подключение ГЕ САО3, и их работа в пульсирующем режиме. Подача холодной воды в реактор от САО3 обеспечивает также отвод тепла, аккумулированного в корпусе реактора и металлоконструкциях первого контура. На 578 с аварийного процесса резкое снижение давления теплоносителя вследствие подачи холодной воды от ГЕ приводит к началу подачи борного раствора от насосов аварийного расхолаживания.

Эффективности работы 3 насосов аварийного впрыска бора, гидроемкостей САО3 и 3 насосов аварийного расхолаживания достаточно для компенсации утечки теплоносителя и начала повторного заполнения активной зоны. На выходе из наиболее теплонапряженных каналов активной зоны не наблюдается повышения температуры теплоносителя выше значения в номинальном режиме.

С задержкой 10 с момента формирования сигнала на срабатывание А3-1 закрываются стопорные клапаны турбины, что приводит к росту давления во втором контуре и срабатыванию БРУ-К. После отключения турбины происходит отключение нормальной подпитки ПГ и его питание осуществляется от ВПЭН из деаэратора.

Таким образом, в аварии с течью Ду 100 при работе САО3 в полном составе обеспечивается расхолаживание активной зоны и поддержание ее в подкритичном состоянии в течение всего аварийного процесса. Имеется перекрытие по времени между нижним пределом области функционирования ГЕ САО3 (1245 с процесса) и верхним пределом области функционирования насосов аварийного (578 с процесса).

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Проведен расчетный анализ спектра аварий с течами из холодной нитки ГЦТ эквивалентным диаметром 50, 80 и 100 мм с целью проверки непрерывности подачи борного раствора в активную зону. Результаты расчетов показали следующее:

- в аварии с течью эквивалентным диаметром 50 мм давление теплоносителя первого контура в течение всего времени расчета поддерживается на уровне, превыша-

ющим давление срабатывания ГЕ САО3 (5,88 МПа) за счет работы насосов аварийного впрыска бора, при этом расхода этих насосов достаточно для компенсации течи, расхолаживания РУ и поддержания реактора в подкритичном состоянии;

- в аварии с течью эквивалентным диаметром 80 и 100 мм работа насосов аварийного впрыска бора и ГЕ САО3 приводит к снижению давления теплоносителя первого контура и началу подачи борного раствора насосами аварийного расхолаживания; совместная работа насосов аварийного впрыска бора, ГЕ САО3 и насосов аварийного расхолаживания обеспечивает компенсацию течи, расхолаживание РУ и перевод ее в подкритическое состояние;
- в аварии с течью эквивалентными диаметрами 80 мм и 100 мм обеспечивается перекрытие по времени в подаче борного раствора между окончанием подачи из ГЕ САО3 и началом подачи насосами аварийного расхолаживания; для течей Ду 80 это перекрытие составляет 100 с для течей Ду 100 – 667 с.

### **Литература**

1. 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.
2. Программа для ЭВМ. Расчет нестационарных режимов энергетических установок с ВВЭР «Динамика-5». Методика расчета 8624606.00306-01001, ГКАЭ ОКБ «Гидропресс», 1989.
3. Зайцев С.И., Беляев Ю.В., Вавилина А.А. Расчет стандартных задач МАГАТЭ по программам «Динамика» и «Течь»/Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Международный семинар «Теплофизика-90» (25-28 сентября 1990 г.): Тезисы докладов. – Обнинск: ФЭИ, 1990. – С. 53.
4. Программа для ЭВМ. Расчет параметров 1 контура при разрывах трубопроводов. «ТЕЧЬ-М-4»: Спецификация, 8624606.00256-01, ГКАЭ ОКБ «Гидропресс», 1989.
5. Установка реакторная В-341. Обоснование методик и программ для расчета нестационарных режимов на основании экспериментальных данных, 341-Пр-035, ГКАЭ, ОКБ «Гидропресс», 1983.
6. Корниенко Ю.Н., Невинница А.И., Проклов В.Б. Обзор методов обоснования достоверности и верификации кодов улучшенной оценки для анализа безопасности АЭС (системно-информационный аспект)/Труды Международной конф. «Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР» (21-24 ноября 1995 г.). – Обнинск. – Т. 3 – С. 5-19.
7. Елкин И.В., Макеенко М.П., Прошутинский А.П. Интегральный теплофизический стенд ИСБ ВВЭР/Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Международный семинар «Теплофизика-90» (25-28 сентября 1990 г.): Тез. докл. – Обнинск: ФЭИ, 1990. – С. 72-73.

Поступила в редакцию 30.09.2004

# РАСЧЕТНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ АВАРИЙНОЙ СИТУАЦИИ С РАЗРЫВОМ ПЕРВОГО КОНТУРА И НАЛОЖЕНИЕМ НЕИСПРАВНОСТИ ВПРЫСКА БОРА ВЫСОКОГО ДАВЛЕНИЯ В АКТИВНУЮ ЗОНУ РЕАКТОРА ВВЭР-1000

**А.Н. Шкаровский\*, В.И. Аксенов\*, Н.П. Сердунь\*\***

\*Концерн «Росэнергоатом», г. Москва

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



Проведено расчетное исследование аварий с разрывом первого контура эквивалентным диаметром Ду 20–Ду 100 при работе реактора на номинальной мощности. Потеря теплоносителя из первого контура сопровождается наложением неисправности впрыска бора высокого давления. Определено максимальное время невмешательства оператора в течение аварийного процесса. Выбран алгоритм действий оператора в поддержку систем безопасности. Показано, что во всех исследованных режимах системы безопасности с вмешательством оператора в их поддержку (Ду 20 –Ду 80) или без вмешательства оператора (Ду 100) обеспечивают расхолаживание реакторной установки и поддержание реактора в подкритичном состоянии без превышения максимально допустимого предела повреждения твэлов.

## ВВЕДЕНИЕ

В [1] рассмотрены аварии с малыми течами первого контура и потерей теплоносителя. Было показано, что во всем исследованном диапазоне, в том числе при работе реактора на номинальной мощности в условиях нормальной работы систем безопасности обеспечивается охлаждение активной зоны и ее подкритичность. В настоящей работе рассматриваются аварийные процессы с «малыми течами» [2, 3] (Ду 20–Ду 100) и неисправности аварийного впрыска бора высокого давления. Суть проблемы состоит в том, что насосы аварийного расхолаживания (AP) начинают подавать борный раствор в первый контур по достижении в нем давления 1,47 МПа. Однако при малых расходах в течь и малых скоростях падения давления в первом контуре, характерных для малых течей в течение времени достижения давления, равного 1,47 МПа, могут быть превышены максимальные пределы повреждения твэлов. Целью настоящего расчетного исследования является определение максимально возможного времени невмешательства оператора в течение аварийного процесса и определение алгоритма расхолаживания реакторной установки, обеспечивающего сни-

© А.Н. Шкаровский, В.И. Аксенов, Н.П. Сердунь, 2005

жение давления в первом контуре до значения 1,47 МПа, при котором возможно подключение насосов аварийного расхолаживания и недопущения превышения максимально допустимого предела повреждения твэлов.

### **ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ РАСЧЕТА**

Исходные данные для расчета параметров аварийной ситуации в общем виде представлены в [1]. К этим общим данным необходимо добавить некоторые специфические особенности, характеризующие исходное состояние реакторной установки (РУ) при рассмотрении данной конкретной аварийной ситуации. Они заключаются в следующем.

Все системы нормальной эксплуатации и системы безопасности (кроме насосов аварийного впрыска бора высокого давления) работают без отказов. Параметры РУ, такие как мощность, давление в первом и втором контурах, уровни в компенсаторе давления (КД) и парогенераторе (ПГ) принимаются с учетом их возможных отклонений, обусловленных точностью контрольно-измерительных приборов и нечувствительностью регулирующей аппаратуры. Комбинация отклонений начальных параметров установки принята таким образом, чтобы обеспечить получение наиболее консервативных результатов расчета с точки зрения условий охлаждения твэлов в активной зоне.

Учитываются задержки на срабатывание защит и блокировок, связанные со временем их формирования в электрических и гидравлических сетях, а также время транспортного запаздывания подаваемых сред первого и второго контуров.

Значение коэффициентов реактивности и форма энерговыделения по высоте активной зоны выбрана с учетом получения максимально возможных значений температуры оболочек твэл. В твэлах с максимальным энерговыделением одновременно имеют место максимально возможные значения коэффициентов неравномерности энерговыделения по высоте и радиусу активной зоны.

### **МЕТОДИКА РАСЧЕТА**

Непосредственно с задачей расчета связаны следующие составные части реакторной установки:

- реактор;
- система теплоносителя реактора;
- активная зона и вспомогательные части реактора;
- система аварийного охлаждения зоны (САОЗ);
- элементы системы управления и защиты реактора (СУЗ).

В состав системы теплоносителя реактора входят:

- четыре циркуляционные петли;
- система компенсации давления и сброса пара.

Принята следующая расчетная схема реакторной установки.

Каждая циркуляционная петля состоит из парогенератора, главного циркуляционного насоса (ГЦН) и главных циркуляционных трубопроводов (ГЦТ), соединяющих петли с реактором. Реактор и циркуляционные петли составляют главный циркуляционный контур.

Теплоноситель циркулирует по главному циркуляционному контуру: реактор, парогенератор, ГЦН, реактор. Теплоноситель передает тепло от активной зоны питательной воде ПГ и главными циркуляционными насосами возвращается в реактор, а выработанный в ПГ сухой насыщенный пар по второму контуру поступает на турбину.

Система компенсации давления включает в себя компенсатор давления с комплектом электронагревателей, импульсно-предохранительное устройство, барботер и

трубопроводы с арматурой. Основные функции системы состоят в поддержании номинального давления в первом контуре при работе на мощности путем конденсации паровой фазы или испарением водяной фазы, а также в регулировании давления при пуске и остановке реактора.

Аварийное охлаждение активной зоны обеспечивается:

- системой гидроаккумулирующих емкостей САОЗ (ГЕ САОЗ);
- системой насосов САОЗ.

САОЗ предназначена для заполнения активной зоны борным раствором, отвода остаточных тепловыделений и аккумулированного в металлоконструкциях тепла в проектных авариях.

В состав реакторной установки (и расчетной схемы) входят четыре парогенератора. Подача питательной воды в ПГ осуществляется двумя питательными насосами из деаэраторной установки, в которую подаются конденсат от турбины и другие потоки. На трубопроводах питательной воды устанавливается запорная арматура, отсекающая питательную воду при неконтролируемом отводе пара от ПГ или повышения уровня воды в нем.

Для защиты второго контура от превышения давления на каждом ПГ установлены быстродействующая редукционная установка со сбросом пара в атмосферу (БРУ-А) и два импульсно-предохранительных клапана (ИПК).

Расчет изменения параметров первого и второго контуров в рассматриваемых режимах течей первого контура выполнялся по многоэлементной модели «Smabr», подробно описанной в [4]. При этом принималось, что система теплоносителя первого контура состоит из 4 циркуляционных петель:

- расчетная петля 1 – петля, к которой подсоединен компенсатор давления;
- расчетная петля 2 – аварийная петля с наличием течи;
- расчетные петли 3 и 4 – петли без особенностей.

Сборная (СКР) и напорная (НКР) камеры реактора представлены несколькими расчетными объемами. По высоте активная зона разбивалась на десять участков одинаковой длины, а по сечению – представлена тремя параллельными каналами. Два канала моделируют обогреваемую часть активной зоны со «средним» и «максимальным» энерговыделением, а третий, необогреваемый, моделирует протечки теплоносителя мимо активной зоны.

При описании динамики процессов в ПГ моделируется работа системы подачи питательной воды, предохранительных клапанов, стопорных клапанов турбины и клапанов быстродействующих редукционных устройств. В расчетной схеме парогенераторы соединены линией перетечек, моделирующей общий паровой коллектор (ОПК).

Два насоса аварийного расхолаживания (АР) подают борный раствор в СКР и НКР каждый, третий насос АР – в «холодную» и «горячую» нитки петли 4. Для реализации режима расхолаживания используется БРУ-А парогенератора № 4.

В качестве исходного события рассмотрен следующий спектр течей первого контура, вызывающих срабатывание систем безопасности:

- Ду 100 (начальный расход течи оставляет  $G = 1060 \text{ кг/с}$ );
- Ду 80 (начальный расход течи оставляет  $G = 680 \text{ кг/с}$ );
- Ду 50 (начальный расход течи оставляет  $G = 265 \text{ кг/с}$ );
- Ду 20 (начальный расход течи оставляет  $G = 45 \text{ кг/с}$ ).

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА

Как и в работах [1, 5] в настоящем исследовании было рассчитано изменение всех параметров РУ в процессе развития аварийной ситуации. Для каждого параметра, характеризующего физическое состояние РУ, были построены соответствующие гра-

фики. Анализ и сопоставление графиков для каждого исходного события позволили проследить развитие аварийной ситуации и момент достижения условий срабатывания того или иного устройства системы управления и защиты реакторной установки.

### **Предварительный анализ рассматриваемого спектра течей без действия оперативного персонала**

На первом этапе исследования были проведены исследования аварий течей с отказом системы аварийного впрыска высокого давления без вмешательства оперативного персонала. Они имеют своей целью определение момента времени, при котором потеря теплоносителя из первого контура приводит к условиям ухудшенного теплообмена в активной зоне и росту температуры оболочек твэлов с максимальным энерговыделением до значений, превышающих максимальный проектный предел их повреждения.

Анализ результатов расчета течи Ду 100 показал, что в данном режиме в связи с большим расходом в течь происходит значительная потеря теплоносителя из первого контура в первые 300 с процесса, в результате чего с 500 с начинается разогрев оболочек твэлов. В связи с таким быстрым протеканием процесса обеспечить эффективное вмешательство оперативного персонала не представляется возможным.

В результате анализа течей Ду 80 и менее получены следующие значения моментов времени возникновения кризиса теплоотдачи:

- Ду 80 – не более 1250 с;
- Ду 50 и менее – более 3600 с.

Кроме того, был проведен расчет для режимов с разрывом Ду 80 и менее по определению времени начала действий оперативного персонала по расхолаживанию РУ, которое обеспечивает отсутствие возникновения кризиса теплоотдачи, приводящего к перегреву оболочек твэлов. Расчеты показали, что для течи Ду 80 это время не должно превышать 600 с. Более позднее начало мероприятий по расхолаживанию РУ приводит к более высоким значениям температуры оболочек твэлов. Эти эффекты связаны с обезвоживанием первого контура к началу расхолаживания, что не позволяет обеспечить восстановление циркуляции теплоносителя, достаточной для бескрайсисного охлаждения твэлов.

Для течей Ду 50 время начала расхолаживания может быть продлено до 1000 с без серьезных негативных последствий для условий теплообмена в активной зоне.

Для течей Ду 20 время начала действий оперативного персонала по расхолаживанию РУ не должно превышать 1000-1200 с. Это связано с тем, что в условиях малых расходов подпитки первого контура насосами АР с температурой подпитки, незначительно отличающейся от температуры теплоносителя в холодных нитках петель первого контура, наблюдается длительное сохранение высокого давления в нем при температуре теплоносителя равной температуре насыщения. Начало расхолаживания РУ через системы второго контура при этих условиях приводит к резкому вскипанию теплоносителя в активной зоне с формированием условий возникновения кризиса теплоотдачи.

### **Действия оперативного персонала по расхолаживанию РУ**

В качестве начальных действий оперативного персонала по расхолаживанию РУ для всего спектра рассмотренных течей (кроме течи Ду 100) предлагается использовать БРУ-А с поддержанием темпа расхолаживания  $60^{\circ}\text{C}/\text{ч}$ .

В расчете режима течи Ду 80 принято, что оператор переводит БРУ-А в режим расхолаживания на 600 с процесса. В режимах течей Ду 50 и менее расхолаживание РУ с помощью БРУ-А начинается на 1000 с процесса. Работа БРУ-А позволяет сни-

## БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

зить давление в первом контуре до 1,47 МПа, что дает возможность насосам аварийного расхолаживания начать подачу борного раствора в первый контур.

В режимах течи Ду 20 не удается снизить давление теплоносителя до значения, необходимого для включения насосов АР, что обусловлено работой насосов аварийного впрыска бора высокого давления. Поэтому после снижения давления во втором контуре до значений, при которых эффективность работы БРУ-А резко снижается, в расчете принято отключение насосов впрыска бора высокого давления. Эта мера приводит к снижению давления в первом контуре и включению насосов АР.

### **Течь эквивалентным диаметром Ду 100 (без вмешательства оперативного персонала)**

Значительная потеря теплоносителя в течь не компенсируется системой нормальной подпитки первого контура, что приводит к резкому снижению давления и на 3,2 с процесса срабатывает аварийная защита (А3-1). На 10 с процесса запас до вскипания теплоносителя снижается до 15°C, и на 300 с оператор отключает ГЦН всех петель.

Значительные потери в течь приводят к опорожнению КД, и на фоне снижения давления в первом контуре происходит вскипание теплоносителя сначала в СКР, затем в НКР реактора. Это обуславливает снижение расхода теплоносителя по петлям и в активной зоне. К 500 с процесса вследствие значительных потерь теплоносителя в течь, в ГЦТ наблюдается циркуляция сначала пароводяной смеси, а затем пара, что ведет к резкому снижению расхода течи. Срыв циркуляции теплоносителя по петлям ГЦТ приводит к возникновению режима выkipания теплоносителя в активной зоне, что, в свою очередь, обуславливает ухудшение теплообмена в ней и первому значительному повышению температуры оболочек твэлов до 600°C на 750 с.

Процесс потери теплоносителя в течь вызывает снижение давления в реакторе, которое сопровождается периодическим срабатыванием герметических емкостей (ГЕ) САОЗ, что также способствует снижению давления в первом контуре. На 1250 с процесса давление снижается до 1,47 МПа, после чего начинается подача борного раствора от насосов АР. Подача значительного количества борного раствора более низкой температуры приводит к частичной конденсации пара в СКР и НКР, который сопровождается колебаниями расхода в активной зоне. Кратковременный процесс возникновения обратного расхода в активной зоне, когда в ней резко увеличивается паросодержание, сопровождается ростом температуры оболочек твэлов, которая в каналах с максимальным энерговыделением достигает повторного пика температуры, равного 550°C.

Далее работа всех насосов АР приводит к восстановлению уровня теплоносителя в КД и заполнению камер реактора. Восстановление циркуляции теплоносителя с температурой ниже температуры насыщения по петлям ГЦТ приводит к конденсации пара в ПГ и увеличению в них уровня питательной воды.

Изменение температуры оболочек твэлов имеет пульсирующий характер, что обусловлено периодическим срабатыванием ГЕ САОЗ.

### **Течь эквивалентным диаметром Ду 80**

Значительная потеря теплоносителя из первого контура не компенсируется системой нормальной подпитки, что приводит к снижению давления в нем и срабатыванию А3-1 на 4,3 с процесса. В результате падения давления запас до вскипания теплоносителя уменьшается до 15°C, после чего на 300 с оператор отключает ГЦН. В результате достижения теплоносителем температуры насыщения наблюдается стабилизация давления. На 600 с процесса оператор начинает расхолаживание РУ с помощью БРУ-А, в результате чего давление первого и второго контуров снижается и

на 5600 с процесса достигает значения 1,47 МПа, после чего начинается подача борного раствора насосами АР. За счет установления баланса между расходом в течь и подачей от насосов АР, происходит стабилизация давления на уровне значения их напора.

Через 10 с после срабатывания АЗ-1 происходит закрытие стопорного клапана турбогенератора (СК ТГ), и вслед за этим открытие БРУ-А всех ПГ по своим уставкам. Начало процесса расхолаживания на 600 с, вызывающее снижение давления во втором контуре, приводит к закрытию всех БРУ-А, за исключением того, который работает в режиме расхолаживания. После начала работы насосов АР на 5600 с БРУ-А, работающий в режиме расхолаживания закрывается, выдерживая заданный темп расхолаживания.

Потеря теплоносителя в течь в условиях недостаточной подпитки приводит к потере уровня в КД и СКР, кроме того, наблюдается вскипание теплоносителя в камерах реактора. Это обуславливает, с одной стороны, к срыву циркуляции теплоносителя в ГЦТ, с другой стороны, к резкому снижению расхода в течь в связи с истечением практически только пара. Прекращение циркуляции наблюдается по всем петлям реактора, за исключением петли с КД, где сохраняется циркуляция теплоносителя с очень низким расходом. Процесс вскипания теплоносителя в активной зоне, вызванный началом расхолаживания, сопровождается повышением температуры оболочек твэл наиболее энергонапряженных каналов до 600<sup>0</sup>С. Однако заданный темп расхолаживания приводит, во-первых, к снижению параметров первого контура до давления подачи борного раствора насосами АР, а во-вторых, к такой организации процесса кипения теплоносителя в активной зоне, при которой температура оболочек твэлов в каналах со средним энерговыделением удерживается на безопасном уровне, не превышая 480<sup>0</sup>С.

Начало подачи борного раствора всеми насосами АР, а также впрыск его из ГЕ САОЗ достаточно быстро приводит к восстановлению уровня теплоносителя в камерах реактора и в КД. В этот же период происходит восстановление циркуляции теплоносителя по всем петлям реактора, причем в аварийной петле наблюдается обратный ток теплоносителя. Начиная с этого момента, осуществляется процесс стабильного расхолаживания реактора. После закрытия СК ТГ и отключения турбопитательного насоса (ТПН), компенсация потерь питательной воды осуществляется с помощью вспомогательного питательного электронасоса (ВПЭН).

### Течь эквивалентным диаметром Ду 50

Аналогично предыдущему варианту потеря теплоносителя в течь не компенсируется системой нормальной подпитки, что приводит к срабатыванию АЗ-1 на 17 с процесса и снижению температурного запаса до вскипания до 15<sup>0</sup>С на 21 с процесса и на 300 с процесса оператор отключает ГЦН. В промежуток времени до начала расхолаживания РУ наблюдается стабилизация давления в первом контуре в результате выхода на температуру насыщения в нем и поддержания давления во втором контуре за счет работы БРУ-А всех ПГ, которые открылись по своим уставкам на 150 с после закрытия СК ТГ. СК ТГ закрываются через 10 с после срабатывания АЗ-1.

На 1000 с оператор начинает расхолаживание РУ с помощью БРУ-А, в результате чего давление в первом и втором контурах снижается. К 6050 с давление в первом контуре снижается до 1,47 МПа, после чего начинается подача борного раствора насосами АР. Наступивший баланс расхода в течь и подачи борного раствора стабилизирует давление на уровне напора насосов АР.

К моменту начала расхолаживания на 1000 с процесса уровень теплоносителя в СКР снижается до верхней кромки активной зоны. Процесс вскипания теплоносите-

ля в активной зоне, обусловленный началом расхолаживания, сопровождается повышением температуры оболочек твэл наиболее энергонапряженных каналов до  $440^{\circ}\text{C}$ .

Вскипание теплоносителя в камерах реактора приводит к резкому снижению расхода в ГЦТ и к резкому снижению расхода пароводяной смеси в течь.

Так же, как и в предыдущем режиме, заданный темп расхолаживания с помощью БРУ-А обеспечивает снижение параметров первого контура до давления подачи насосов АР и не создает условий для формирования такого режима вскипания, который может вызвать кризис теплоотдачи и росту температуры оболочек твэлов до опасных пределов.

Начало подачи борного раствора насосами АР, а также впрыск его из ГЕ САО3 достаточно быстро восстанавливает уровень теплоносителя в камерах реактора и в КД. В этот же период происходит восстановление циркуляции по всем петлям реактора, причем в аварийной петле устанавливается обратный ток теплоносителя. Начиная с этого момента, осуществляется процесс стабильного расхолаживания РУ.

После закрытия СК ТГ и отключения ТПН компенсация потерь питательной воды осуществляется работой ВПЭН.

### **Течь эквивалентным диаметром $\text{Ду} = 20$**

Аналогично предыдущим вариантам потеря теплоносителя в течь не компенсируется системой нормальной подпитки, однако разность значений расхода подпитки и расхода течи значительно ниже, чем в предыдущих вариантах, что обуславливает значительное отличие в моментах достижения различных уставок срабатывания устройств и оборудования. Так, срабатывание АЗ-1 по уставке снижения давления в первом контуре до  $14,7 \text{ МПа}$  происходит только на 211 с; отключение ГЦН осуществляется оператором на 300 с, после того как на 213 с процесса снижение запаса до вскипания достигает  $15^{\circ}\text{C}$ .

В связи с незначительными потерями теплоносителя первого контура уровень в КД также снижается достаточно медленно. Скорость этого процесса увеличивается после перевода оператором БРУ-А ПГ4 в режим расхолаживания на 1000 с процесса. Опорожнение КД завершается на 1400 с, после чего происходит вскипание теплоносителя в СКР.

Выбранный темп расхолаживания оказывается достаточным для эффективного расхолаживания РУ без повышения температуры оболочек твэл выше их значений в статических режимах.

На 9000 с оператор отключает насосы впрыска бора высокого давления, после чего давление в первом контуре к 9600 с снижается до значения  $1,47 \text{ МПа}$ . Подача борного раствора насосами АР к 9700 с стабилизирует давление за счет баланса расходов течи и подпитки. Начиная с этого момента, осуществляется процесс стабильного расхолаживания РУ.

Во втором контуре закрытие СК ТГ на 221 с процесса вызывает рост давления до уставок открытия БРУ-А, через которые идет сброс пара до момента перевода БРУ-А ПГ4 в режим расхолаживания. Кроме того, прекращение отбора пара из ПГ на турбогенератор вследствие закрытия СК ТГ вызывает рост уровня питательной воды во всех ПГ. Начало процесса расхолаживания, приводящего к возобновлению отбора пара из ПГ, вызывает снижение уровня в ПГ на  $0,15 \text{ м}$ , а компенсация потерь питательной воды обеспечивается работой двух ВПЭН. После закрытия СК ТГ и отключения ТПН, компенсация потерь питательной воды осуществляется работой ВПЭН.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведен расчетный анализ аварий с течами первого контура эквивалентным диаметром 20-100 мм в условиях отказа системы аварийного впрыска борного раствора высокого давления. Расчеты показали следующее.

В аварии с течью Ду 100 наблюдается разогрев оболочек твэлов с повышением температуры до 600°C. За счет естественного процесса истечения в разрыв при условиях впрыска борного раствора от ГЕ САОЗ давление в первом контуре снижается до значения, позволяющего начать подачу борного раствора насосами АР. Это дает возможность без вмешательства оперативного персонала приостановить процесс разогрева оболочек твэл и обеспечить расхолаживание активной зоны без превышения максимального проектного предела повреждения оболочек твэл.

Аварии с течами Ду 80 и менее требуют вмешательства оперативного персонала в процессе расхолаживания РУ, который заключается в переводе одного из БРУ-А в режим расхолаживания со скоростью, не превышающей 60°C/ч, для обеспечения снижения давления в первом контуре до значения 1,47 МПа. В аварии с течью Ду 20 для достижения требуемого давления необходимо отключить насосы нормальной подпитки первого контура.

Для обеспечения охлаждения твэлов без превышения максимального проектного предела повреждения оболочек твэлов необходимо обеспечить следующие условия:

- в аварии с течью Ду 80 момент времени вмешательства оператора в процесс расхолаживания не должен превышать 600 с, при этом температура оболочек твэл не превышает 600°C;
- в аварии с течью Ду 50 этот же момент времени не должен превышать 1000 с, при этом температура оболочек твэл не превышает 440°C;
- в аварии с течью Ду 20 этот же момент времени не должен превышать 1000-1200 с.

Таким образом, предлагаемый алгоритм расхолаживания РУ для спектра течей первого контура Ду 80 и менее, при соблюдении принятых в расчете моментов времени вмешательства оперативного персонала в процесс протекания аварийных режимов обеспечивает расхолаживание РУ без превышения максимального проектного предела повреждения оболочек твэл с обеспечением последующего устойчивого расхолаживания РУ и поддержание реактора в подкритичном состоянии.

## Литература

1. 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.
2. Долгих Е.В., Фукс Р.Л. Анализ аварийного режима малой течи. / Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Международный семинар «Теплофизика-90» (25-28 сентября 1990 г.) :Тезисы докладов. – Обнинск: ФЭИ, 1990. – С. 51.
3. Балунов Б.Ф., Гурьянов С.В., Югай Т. и др. Теплообмен в частично осущененной активной зоне водо-водяного реактора при «малой течи» / Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Международный семинар «Теплофизика-90» (25-28 сентября 1990 г.) :Тезисы докладов. – Обнинск: ФЭИ, 1990. – С. 56-57.
4. Anita Hamalainen, Jaakko Miettinen. Smabre Cod Manuel, Vol. 3, Program description, Technical Research Center of Finland, Nuclear Engineering Laboratory, 1992.
5. 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.

Поступила в редакцию 30.09.2004

# ИССЛЕДОВАНИЯ ВТОРИЧНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ АТМОСФЕРЫ $^{137}\text{Cs}$ В БРЯНСКОЙ ОБЛАСТИ ПОСЛЕ ЯДЕРНОЙ АВАРИИ НА ЧАЭС

И.Я. Газиев\*, И.И. Крышев\*\*, Я.И. Газиев\*\*, А.Д. Уваров\*\*

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

\*\* ГУ НПО "Тайфун", г. Обнинск



Описаны методы и проанализированы результаты исследований вторичного радиоактивного загрязнения атмосферы в постчернобыльский период на территории радиационно-экологического и радиационно-гигиенического Новозыбковского полигона МЧС в Брянской области. Приведены оценки доз облучения населения г. Новозыбкова в 1992 и 2004 гг. при ингаляционном поступлении  $^{137}\text{Cs}$ .

## ВВЕДЕНИЕ

Ядерная авария на Чернобыльской АЭС (ЧАЭС) привела, как известно, к интенсивному загрязнению  $^{137}\text{Cs}$  территорий ряда юго-западных районов Брянской области, в том числе и Новозыбковского района [1]. В этом районе под руководством А.А. Тер-Саакова был создан экспериментальный радиационно-экологический и радиационно-гигиенический Новозыбковский полигон, описанный в [2]. Одна из экспериментальных площадок полигона находилась на радиоактивно загрязненной территории Филиала Всероссийского института удобрений и агрохимии им. Д.Н. Прянишникова (ФВИУА).

В 1992–1993 гг. на этой территории и в г. Новозыбкове были получены экспериментальные данные об уровнях вторичного загрязнения  $^{137}\text{Cs}$  приземной атмосферы вследствие техногенного пылеподъема и ветрового «подхвата» с подстилающей поверхности частиц почвы [3, 4].

В настоящей работе представлены результаты определения основных параметров функций распределений  $^{137}\text{Cs}$  по размерам частиц тонко- и грубодисперсных фракций исследованных аэрозолей и обобщенные данные о радиоэкологических характеристиках загрязнения ими приземной атмосферы в г. Новозыбкове и на территории ФВИУА. Приведены полученные двумя разными методами результаты оценок скоростей «сухого» осаждения дисперсной фазы аэрозолей  $^{137}\text{Cs}$  на подстилающую поверхность в зоне проведения эксперимента по техногенному пылеподъему на территории ФВИУА. Указаны возможные причины примерно полуторакратного различия в оценках этих скоростей.

Приведены оценки эффективных доз от ингаляции атмосферных аэрозолей  $^{137}\text{Cs}$  в 1992 и 2004 гг. различных возрастных категорий населения г. Новозыбкова.

---

© И.Я. Газиев, И.И. Крышев, Я.И. Газиев, А.Д. Уваров, 2005

Пробы аэрозолей и радиоактивных выпадений анализировались на содержание  $^{137}\text{Cs}$  на низкофоновом полупроводниковом гамма-спектрометре с детектором ДГДК-100Б, помещенном в защитный домик.

## ЗОНЫ И МЕТОДЫ ПОЛИГОННЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ЗАГРЯЗНЕНИЯ $^{137}\text{Cs}$ ПРИЗЕМНОЙ АТМОСФЕРЫ

Первая рабочая зона рассматриваемых полигонных исследований, расположенная на территории филиала, схематично показана на рис. 1. Как видно из рисунка, она разделялась на две части грунтовой дорогой. С одной стороны от нее находилось вспаханное поле опытного хозяйства ФВИУА, с другой стороны – участок стерни. На этом участке на площадке размерами 4×12 м располагался приборный комплекс для отбора проб радиоактивных аэрозолей и выпадений из пылевого шлейфа движавшегося по пашне автомобиля ГАЗ-66. В состав этого комплекса входили 3 аэрозольных пробоотборника и 9 пробоотборников радиоактивных выпадений НПО «Тайфун». Они располагались по линиям, параллельным полосе пыления. Схема движения автомобиля ГАЗ-66 в зоне проведения эксперимента по техногенному пылеподъему показана на рис. 1. Расстояние от полосы пыления до пробоотборной площадки было примерно равно 15 м. Пыль поднималась с дерново-подзолистой почвы в сухую погоду.

Для фракционного отбора проб аэрозольных частиц использовались 2 пробоотборника импакторного типа, разработанные в НПО «Тайфун». Один из них предназначался для отбора пяти проб частиц различных размеров с объемной производительностью около  $100 \text{ m}^3/\text{ч}$ .

Другой, представлявший собой многокаскадный импактор с объемной производительностью  $4,5 \text{ m}^3/\text{ч}$ , использовался для отбора 10 проб частиц различных размеров в целях более детального анализа фракционного состава исследуемых аэрозолей [4].

Для интегрального отбора пробы этих аэрозолей предназначалась воздухофильтрующая установка с объемной производительностью  $100 \text{ m}^3/\text{ч}$ . Воздух прокачивался через фильтр ФПП-15-2, эффективность улавливания которым аэрозольных частиц была близка к 100% и практически не зависела от их размеров.

Для отборов проб радиоактивных выпадений использовались горизонтальные планшеты с липким покрытием и высокостенные баки-сборники этих выпадений. Последние позволяли отбирать представительные пробы осадков радиоактивных

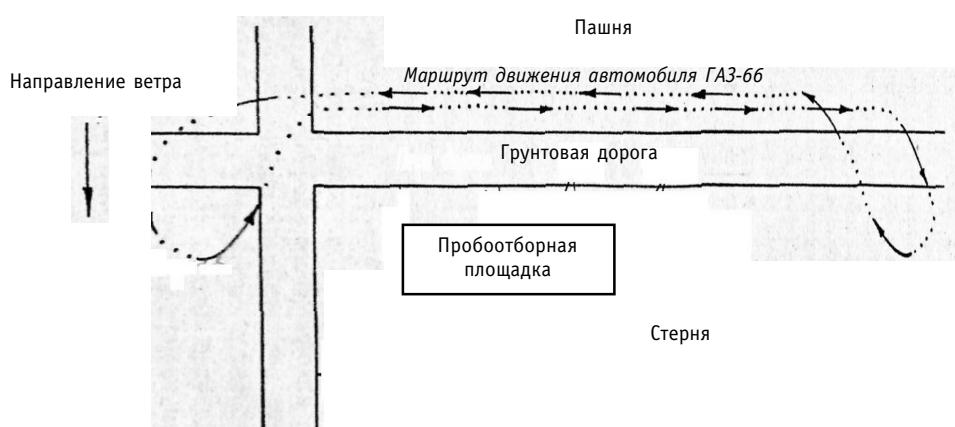


Рис. 1. Схема зоны проведения эксперимента по техногенному пылеподъему на поле опытного хозяйства ФВИУА

частиц для их последующего анализа методами оптической микроскопии [4].

Вторая зона полигонных исследований вторичного загрязнения атмосферы включала в себя северо-восточную часть территории поселка ФВИУА и западную часть примыкающего к ней поля опытного хозяйства Филиала. Между ними находится широкая лесная полоса с расположенной на ее северном крае большой поляной.

Отмеченная выше поляна находится вблизи территории детского сада. Поэтому она была выбрана местом отбора проб аэрозолей, загрязнявших приземную атмосферу во второй зоне исследований.

Пробы отбирались с помощью воздухофильтрующей установки (ВФУ) «Тайфун-ЗА» и вышеописанных трех аэрозольных пробоотборников. Объемная производительность ВФУ «Тайфун-ЗА» составляла 4000 м<sup>3</sup>/ч. Все эти пробоотборники были размещены попарно в двух павильонах. Во время отбора проб воздух поступал в павильоны через покрытые сеткой типа «Рабица» большие проемы в стенах павильонов.

Объемные активности <sup>137</sup>Cs в приземной атмосфере, наблюдавшиеся на территориях ФВИУА и в г. Новозыбкове

Полученные осенью 1992 г. данные об объемных активностях <sup>137</sup>Cs в атмосферном воздухе на этих территориях приведены в табл. 1.

Таблица 1

**Объемные активности <sup>137</sup>Cs ( $A_{об}$ ) в атмосферном воздухе в сентябре–октябре 1992 г. на территории Новозыбковского района**

Место наблюдений	Период	$A_{об}$ , мкБк·м <sup>-3</sup>
Территория ФВИУА	15.09. – 28.09.	360
	17.10. – 25.10.	110
	26.10. – 31.10.	55
г. Новозыбков	15.09. – 24.09.	110
	18.10. – 20.10.	60

Отбор проб аэрозольных частиц – носителей <sup>137</sup>Cs в обоих пунктах наблюдений производился с помощью высокопроизводительных воздухофильтрующих установок типа «Тайфун-ЗА». В отдельные дни и периоды по техническим причинам отбор аэрозольных проб осенью 1992 г. не производился.

В период с 01.06 по 20.10.92 г. под руководством и при участии группы сотрудников НПО «Тайфун», возглавляемой Коровиным В.Я., были организованы и проведены ежесуточные измерения величин объемных активностей <sup>137</sup>Cs в атмосферном воздухе г. Новозыбкова [4]. Данные о частотах различных наблюдаемых значений этих величин, полученные по результатам отмеченных измерений, приведены в табл.2 [4].

Таблица 2

**Частоты наблюдаемых суточных значений объемных активностей <sup>137</sup>Cs в атмосферном воздухе в г. Новозыбкове в июне–октябре 1992 г.**

Диапазон величин объемных активностей, мкБк·м <sup>-3</sup>	Среднее значение, мкБк·м <sup>-3</sup>	Частоты наблюдаемых значений, %
<200	130	33
200 – 500	350	46
500 – 1000	700	20
>1000	не определялось	1,0

Средняя объемная активность  $^{137}\text{Cs}$  в атмосферном воздухе в указанный период составляла  $350 \text{ мкБк}\cdot\text{м}^{-3}$ . Она в 20 раз превышала среднюю для 1992 г. объемную активность  $^{137}\text{Cs}$  в приземной атмосфере на территории РФ, обусловленную глобальным радиоактивным загрязнением этой территории [5].

Уровни загрязнения  $^{137}\text{Cs}$  приземной атмосферы в г. Новозыбкове, наблюдавшиеся в различные дни в период с сентября по октябрь 1992 г., относились в основном к первому диапазону объемных активностей, указанному в табл. 2. Их среднее значение ( $130 \text{ мкБк}\cdot\text{м}^{-3}$ ) возможно случайно оказалось близким к приведенной в табл. 1 для г. Новозыбкова средней объемной активности  $A_{ob}$  ( $110 \text{ мкБк}\cdot\text{м}^{-3}$ ), наблюдавшейся в период с 15.09 по 24.09.92 г. Согласно табл. 1, примерно в это же время средняя объемная активность  $A_{ob}$  в атмосферном воздухе на территории филиала ВИУА составляла  $360 \text{ мкБк}\cdot\text{м}^{-3}$ . После окончания сельскохозяйственных работ основным источником загрязнения  $^{137}\text{Cs}$  атмосферного воздуха в г. Новозыбкове была дорожная пыль, поднимаемая в приземную атмосферу при движении автотранспорта, а на территории поселка филиала ВИУА – ветровой «подхват» и последующий перенос ветром почвенной пыли на эту территорию с ее окрестностей. Судя по полученным данным, в этом случае уровни загрязнения  $^{137}\text{Cs}$  атмосферного воздуха были существенно большими, чем в г. Новозыбкове.

Источниками интенсивного загрязнения  $^{137}\text{Cs}$  атмосферного воздуха в зонах проведения уборочных работ были пылевые «шлейфы» от двигавшихся по этим полям грузовых автомобилей. Для оценок объемных активностей  $^{137}\text{Cs}$  в таких «шлейфах» был проведен 11.09.1992 г. полевой эксперимент по техногенному пылеподъему. Во время этого эксперимента наблюдалось 25 случаев прохождения пылевых «шлейфов» через пробоотборную площадку, расположенную приблизительно в 15 м от места пылеподъема. Средняя ширина шлейфов была примерно равна 4 м, высота 5 м. Скорость набегания «шлейфов» на пробоотборную площадку составляла в среднем около  $3 \text{ м}\cdot\text{s}^{-1}$ . Отбор аэрозольных проб проводился на высоте 1,5 м от поверхности земли. Средняя объемная активность  $^{137}\text{Cs}$  на этой высоте в пылевом «шлейфе» была равна  $60 \text{ Бк}\cdot\text{м}^{-3}$  [4]. Она более чем на 5 порядков величины превышала значения  $A_{ob}$ , приведенные в табл. 1. Это указывает на то, что такие пылевые «шлейфы», образующиеся за движущимися грузовыми автомобилями, были линейными источниками сравнительно интенсивного поступления  $^{137}\text{Cs}$  в приземную атмосферу на полях опытного хозяйства ФВИУА в первые годы после ядерной аварии на ЧАЭС. В периоды уборочных сельхозработ подобных «источников», естественно, было много.

### ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ДИСПЕРСНЫХ ФАЗ НАБЛЮДАВШИХСЯ АЭРОЗОЛЕЙ $^{137}\text{Cs}$

Результаты измерений содержания  $^{137}\text{Cs}$  в пробах различных фракций аэрозолей, отобранных 11.09.1992 г. на территории с поверхностью плотностью загрязнения  $^{137}\text{Cs}$ , примерно равной  $1 \text{ МБк}\cdot\text{м}^{-2}$  [4], приведены в табл. 3. Эти данные относятся к минеральной компоненте проб, на которую приходилась основная часть массы дисперсной фазы аэрозолей.

Табл. 3 иллюстрирует заметное увеличение удельных активностей  $^{137}\text{Cs}$  с уменьшением аэродинамических диаметров частиц в широком диапазоне их значений, характерное для исследованных аэрозолей.

Интегральное распределение  $^{137}\text{Cs}$  по размерам частиц рассматриваемых аэрозолей описывалось суммой двух логарифмически нормальных распределений, выпрямленные графики которых приведены на рис. 2. Средний геометрический диаметр аэрозольных частиц  $d_g$  и стандартное геометрическое отклонение  $\beta_g$  в первом из этих распределений были равны  $12,3 \text{ мкм}$  и  $3,0$  соответственно. Причем, на это распреде-

Таблица 3

**Удельные активности  $^{137}\text{Cs}$  ( $A_{\text{уд}}$ ),  
наблюдавшиеся в аэрозольных продуктах  
эксперимента по техногенному пылеподъему  
на территории ФВИУА**

Аэродинамические диаметры аэрозольных частиц ( $d_1$ ), мкм	Удельные активности, $\text{Бк}\cdot\text{г}^{-1}$
<1	60
1–2	70
2–15	70
15–30	50
30–40	50
>40	40

ление приходилось 50% активности  $^{137}\text{Cs}$ , содержащегося в дисперсной фазе аэрозолей в целом. Параметры  $d_g$  и  $\beta_g$  второго из отмеченных распределений оказались равными 42,7 мкм и 1,2 соответственно.

В сентябре 1993 г. НПО «Тайфун» были также получены данные о распределении  $^{137}\text{Cs}$  по диаметрам  $d_1$  аэрозольных частиц в атмосферном воздухе в г. Новозыбкове вблизи грунтового участка дороги с интенсивным автомобильным движением. Оно аппроксимировалось логарифмически нормальным распределением со средним аэродинамическим диаметром  $d_g = 4,4$  мкм и стандартным геометрическим отклонением  $\beta_g = 2,6$ . Это распределение тоже приведено на рис. 2.

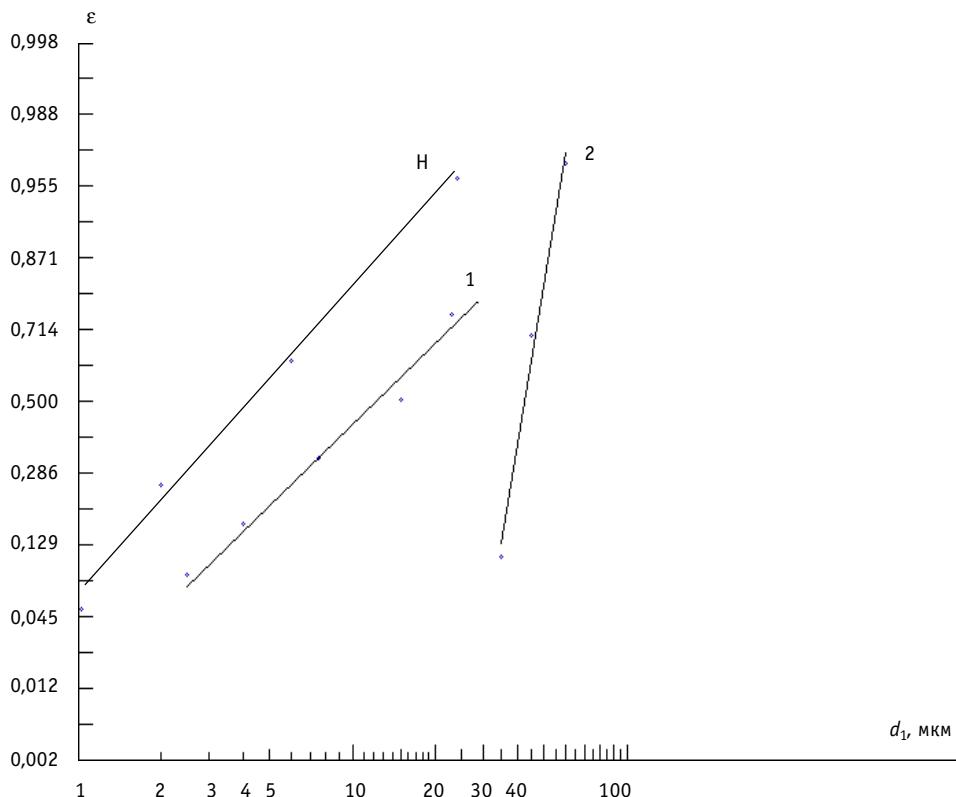


Рис. 2. Выпрямленные графики логарифмически нормальных распределений  $^{137}\text{Cs}$  по аэродинамическим диаметрам частиц ( $d_1$ ) дисперсной фазы аэрозолей, наблюдавшихся в приземной атмосфере на территории филиала ВИИУА (1, 2) и в г. Новозыбкове (H);  $\epsilon$  – накопленная доля активности  $^{137}\text{Cs}$

Согласно рассмотренным выше результатам дисперсного состава аэрозолей, наблюдавшихся во время эксперимента по техногенному пылеподъему на территории ФВИУА на ингалируемую фракцию частиц с  $d_1 \leq 10$  мкм приходилось около 20% от общей активности  $^{137}\text{Cs}$  в дисперсной фазе аэрозолей в целом. В условиях преимущественно естественного пылеподъема на территории филиала минимальная наблюдавшаяся доля активности  $^{137}\text{Cs}$ , приходящаяся на ингалируемую фракцию аэрозолей приземной атмосферы ( $a_{\text{инг}}$ ), составляла 0,1, а максимальная – 0,7 от его активности в дисперсной фазе аэrozолей в целом. Первая из этих оценок получена в период с 16.09 по 29.09.92 г. в условиях значительной ветровой эрозии почв в зоне наблюдений, вторая – в период с 25.10 по 30.10.92 г., когда степень податливости почв ветровой эрозии уменьшилась.

В аэrozолях, наблюдавшихся в сентябре 1993 г. в приземной атмосфере в г. Новозыбкове вблизи дороги с интенсивным автомобильным движением, на частицы с диаметрами  $d_1 \leq 10$  мкм приходилась большая часть (~ 70%) от общей активности  $^{137}\text{Cs}$  в этих аэrozолях. Ранее, в первых числах августа 1992 г. в приземном слое атмосферы в г. Новозыбкове около дорог с небольшим движением К. Миллером и его группой был произведен отбор импакторных проб аэrozолей  $^{137}\text{Cs}$  [1]. Согласно полученным ими данным [1] величины  $a_{\text{инг}}$  в этих случаях оказались примерно равными 0,3. Исходя из обоих рассмотренных оценок с учетом условий их получения, можно допустить, что в 1992–1993 гг. в периоды загрязнения приземной атмосферы в г. Новозыбкове аэrozолями  $^{137}\text{Cs}$  значения величин  $a_{\text{инг}}$  лежали в основном в пределах от 0,3 до 0,7 и в среднем были порядка 0,5.

С использованием полученных в [6] оценок скоростей «сухого» осаждения на подстилающую поверхность малой «шероховатости» частиц различных размеров и рассмотренных выше данных о дисперсном составе содержащих  $^{137}\text{Cs}$  аэrozольных продуктов эксперимента по техногенному пылеподъему рассчитаны скорости их осаждения  $V^*_{\text{oc}}$  на пробоотборную площадку в первой зоне полигонных исследований на территории филиала ВИУА. Согласно отмеченным расчетам получилось  $V^*_{\text{oc}} \approx 5,3 \text{ см} \cdot \text{с}^{-1}$ . По измерениям интенсивностей радиоактивных выпадений этих продуктов на липкие горизонтальные планшеты, установленные на указанной площадке, скорость «сухого» осаждения  $^{137}\text{Cs}$  ( $V_{\text{oc}}$ ) оказалась равной  $7,4 \text{ см} \cdot \text{с}^{-1}$ .

Возможные причины примерно полуторакратного расхождения полученных результатов – погрешности оценок  $V^*_{\text{oc}}$  и  $V_{\text{oc}}$ , которые в этих случаях не могут быть пренебрежимо малыми.

## ОЦЕНКИ ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ НАСЕЛЕНИЯ Г. НОВОЗЫБКОВА ПРИ ИНГАЛИАЦИОННОМ ПУТИ ПОСТУПЛЕНИЯ $^{137}\text{CS}$

В исследованиях радиационной обстановки при постоянном присутствии радиоактивных аэrozолей в приземном воздухе, важное место занимают оценки доз на население, полученные ингаляционным путем. Ниже представлены расчетные оценки (по данным за 1992 г.) эффективных доз на население г. Новозыбкова за счет ингаляции атмосферных аэrozолей  $^{137}\text{Cs}$ .

Годовая эффективная доза от ингаляции рассматриваемых радиоактивных аэrozолей рассчитывалась по формуле

$$D = B_{ih} \times V \times \sum_j C_j \times P_j;$$

где  $D$  – доза, Зв/год;  $B_{ih}$  – дозовый коэффициент для  $^{137}\text{Cs}$ , Зв/Бк;  $V$  – средняя интенсивность дыхания человека (определенной возрастной категории),  $\text{м}^3/\text{сут}$ ;  $P_j$  – время (в сутках) в течение года, когда объемная активность радионуклида в воздухе равна  $C_j$  (Бк/ $\text{м}^3$ ).

Расчет эффективных доз от ингаляции атмосферных аэрозолей  $^{137}\text{Cs}$  в 1992 г. для различных возрастных категорий населения г. Новозыбкова, выполненный с учетом данных табл. 2 и значений параметров  $B_{ih}$  и  $V$ , взятых из работ [7, 8, 9] дал следующие значения, приведенные в табл. 4.

Таблица 4

**Оценки годовой эффективной дозы для различных возрастных групп населения г. Новозыбкова от ингаляции атмосферных аэрозолей  $^{137}\text{Cs}$  в 1992 г.**

Параметр	1 год	10 лет	Взрослые
Дозовый коэффициент $B_{ih}$ , $10^{-9}$ Зв/Бк	8,8	3,7	4,6
Интенсивность дыхания $V$ , $\text{м}^3/\text{сут}$	3,8	15	23
Годовая эффективная доза, мкЗв/год	0,0043	0,0071	0,014

С течением времени из-за распада  $^{137}\text{Cs}$  и его заглубления в почву объемные активности этого радионуклида в приземном воздухе к 2004 г. снизились по самым консервативным оценкам не менее чем на 20%. Соответственно дозовые нагрузки на население г. Новозыбкова в 2004 г. от ингаляции должны уменьшиться по сравнению с 1992 г. (см. табл. 4) по меньшей мере также на 20%. На основе этих данных можно сделать вывод, что дозы от ингаляции оказываются небольшими (в  $7 \cdot 10^4$  раз ниже для взрослых по сравнению с современным дозовым пределом в 1 мЗв/год по НРБ-99) и не являются практически значимыми.

Отдельные данные измерений объемных активностей  $^{137}\text{Cs}$  для других населенных пунктов (Катичи, Городечня, Яловка, Макаричи) показывают, что для населения этих пунктов дозовые нагрузки не превышают уровней, полученных для населения г. Новозыбкова, и также являются небольшими.

Содержание  $^{134}\text{Cs}$  в атмосферном воздухе в г. Новозыбкове в 1992 году экспериментально достоверно не определялось, однако расчетным путем можно сделать оценку дозовой нагрузки от ингаляции  $^{134}\text{Cs}$ , которая составляет около 14% дозы от  $^{137}\text{Cs}$ , что также является незначительной величиной по сравнению с естественными, фоновыми уровнями облучения человека.

Отдельную категорию населения составляют работники сельского хозяйства, находящиеся приблизительно 1/4 часть года в условиях интенсивного пыления при ведении сельскохозяйственных работ. По результатам экспериментальных исследований показано, что содержание  $^{137}\text{Cs}$  в атмосферном воздухе при ведении сельскохозяйственных работ значительно выше (в 7–10 раз) по сравнению со средними уровнями загрязненности этим радионуклидом воздуха. При этом соответственно возрастают и дозы от ингаляции, что не является практически значимым.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Описаны методы проведения и результаты эксперимента по техногенному пылеподъему на территории Новозыбковского радиационно-экологического и радиационно-гигиенического полигона МЧС в 1992 г.

2. Получены количественные данные об основных физических характеристиках аэрозолей, обусловливающих вторичное загрязнение приземной атмосферы  $^{137}\text{Cs}$  в постчернобыльский период в зоне проведения вышеуказанного эксперимента и в г. Новозыбкове.

3. Оценены дозовые нагрузки, полученные ингаляционным путем населением в г. Новозыбкове в 1992 и 2004 гг.

### **Литература**

1. Международный чернобыльский проект: Техн.докл. Оценка радиологических последствий и защитных мер/Доклад Международного консультативного комитета. – Вена: IAEA, 1992. – 740 с.
2. Бродский С.М., Глебов М.В., Гордеев С.К. и др. Комплексные радиационно-экологические и радиационно-гигиенические исследования на Новозыбковском полигоне/Тез. докл. Всероссийской конф. «Радиоэкологические, медицинские и социально-экономические последствия аварии на Чернобыльской АЭС. Реабилитация территорий и населения». – М., 1995. – 221 с.
3. Газиев Я.И., Крышев И.И., Назаров Л.Е. и др. Радиоэкологический мониторинг системы «Атмосфера – подстилающая поверхность – поверхностные воды» в Брянской области в 1992–1994 гг./Тез. докл. Всероссийской конф. «Радиоэкологические, медицинские и социально-экономические последствия аварии на Чернобыльской АЭС. Реабилитация территорий и населения». – М., 1995. – 221 с.
4. Махонько К.П., Газиев Я.И., Гаврилов В.П. и др. Радиационно-экологический мониторинг приземного слоя воздуха при естественном и техногенном пылеобразовании. Изучение и прогноз загрязнения в условиях подъема, переноса и осаждения аэрозоля локального и мезометеорологического масштабов: Отчет ИЭМ.– Обнинск: ИЭМ, 1992. – 273 с.
5. Махонько К.П. Поведение в атмосфере радиоактивных продуктов ядерных взрывов. С.-Пб.: Гидрометеоиздат, 2002. – 163 с.
6. Michaelis W. Experimental studies on dry deposition of heavy metals and cases: Air Pollut. Modeling and Its Applicat. VI: Proc. 16th NATO/CCMS Int. Techn. Meet., Lindau, APRIL 6-10, 1987. – N.Y., 1988. – P. 61-74.
7. Романов Г.Н. Ликвидация последствий радиационных аварий: Справочное руководство. – М.: ИздАт, 1993. – 333 с.
8. IAEA. International Basic Safety Standards for Protection Against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series N 115. IAEA, Vienna, 1996. – 354 p.
9. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99): Гигиенические нормативы. – М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 1999. – 116 с.

Поступила в редакцию 20.01.2005

# ОЦЕНКА ЭКОЛОГИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ РЕКРЕАЦИОННОЙ ЗОНЫ г. ОБНИНСКА В РАЙОНЕ РАСПОЛОЖЕНИЯ ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. ЛЕЙПУНСКОГО МЕТОДАМИ БИОЛОГИЧЕСКОГО МОНИТОРИНГА

**Е.И. Егорова**

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



Проведен биологический мониторинг санитарно-защитной зоны градообразующего предприятия г.Обнинска ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт Федерального агентства по атомной энергетике России и построены векторные карты с использованием ГИС, отражающие состояние биоты в зоне наблюдения и рекреационной зоне Обнинска. Выявлены закономерности динамики и механизмов функциональной активности почвенных микроорганизмов при сочетанном действии радионуклидов и тяжелых металлов.

Оценка состояния природной среды является основной задачей многих мероприятий в области охраны природы и природопользования. Без нее невозможно оптимальное решение производственных и социально-экономических проблем, определяющих перспективы устойчивого развития общества в целом и в особенности регионов с высокой техногенной нагрузкой, обусловленной, например, функционированием радиационно или химически опасных объектов, или ранее произошедшим загрязнением.

Одним из первых ученых, попытавшихся привлечь внимание людей к проблеме рационального природопользования, был Н.В. Тимофеев-Ресовский. По его мнению, рациональное природопользование, основанное на глубоком изучении законов природы, является необходимым условием существования человечества как биологического вида. Будучи горячим поклонником учения В.И. Вернадского о биосфере, Н.В. Тимофеев-Ресовский около 10 лет жизни посвятил работе в области радиационной экологии. Он исследовал устойчивость многих животных и растений к различным видам ионизирующего излучения, тщательно изучал процессы «миграции» радионуклидов в биогеоценозах [1].

В настоящее время оценка экологических последствий сочетанного действия токсикантов физической и химической природы в значительной степени осложняется слабой изученностью закономерностей линейных (аддитивность) и нелинейных (синергизм, антагонизм) эффектов при взаимодействии двух и более повреждающих агентов. Так, сочетанное действие антропогенных факторов, сопровождающееся из-

---

© Е.И. Егорова, 2005

менениями функциональной активности микроорганизмов непосредственно в среде их обитания, остается практически не изученным явлением.

В этой связи особую актуальность для г. Обнинска приобретают мониторинговые мероприятия, направленные на оценку влияния деятельности ГНЦ РФ-ФЭИ, на территорию которого 50 лет функционирует ряд производств, связанных с обоснованием и разработкой объектов атомной энергетики.

Проектирование площадок АЭС, поддержание безаварийного состояния, а также реконструкция предприятия и вывод отдельных энергоблоков из эксплуатации подлежат обязательной экологической экспертизе [2]. Исходной информацией, характеризующей воздействие АЭС на природную среду и население региона, является динамика изменений природной среды и здоровья населения.

На современном этапе обращает на себя внимание развитие методов биомониторинга как наиболее адекватного подхода к оценке состояния экологических систем. В связи с этим разработка, совершенствование и внедрение методов биомониторинга в сеть мероприятий по контролю окружающей среды, как отдельных ведомств, так и конкретно ГНЦ РФ-ФЭИ в г. Обнинске являются актуальной задачей. Основной характеристикой экологического благополучия региона является интегральная оценка состояния биоценоза на основании существующих методов биомониторинга [3–11]. При этом надо иметь в виду, что набор конкретных методик в зависимости от целей проводимой оценки, а также по мере совершенствования аппаратурно-методических средств регистрации биологических эффектов и экологических изменений, может несколько изменяться [12, 13].

На кафедре биологии и экологии Обнинского государственного технического университета атомной энергетики (ИАТЭ) накоплен теоретический и практический опыт проведения биологического мониторинга наземных и водных экосистем (рис. 1) [9–11].

При этом важно разграничить два подхода биомониторинга, заключающихся в проведении биотестирования и биоиндикации. Биотестирование осуществляется на молекулярном, клеточном и организменном уровнях, а биоиндикация – на популяционно-видовом.

В представленной работе получены и проанализированы результаты биологического мониторинга, проводимого на территории санитарно-защитной зоны ФЭИ и рекреационной зоны. Результаты получены по состоянию биохимических и физиологических показателей природного микробоценоза почв. Работа является частью комплексной биомониторинговой оценки влияния деятельности ФЭИ на экологическую обстановку Обнинска и состояние здоровья персонала ФЭИ, контактирующего с источниками ионизирующих излучений [9, 11].

Почва, как известно, является одним из основных аккумуляторов загрязняющих веществ в биосфере. Различные виды антропогенного воздействия на почву могут изменять условия существования почвенных микроорганизмов, нарушать нормальное протекание в почвах процессов микробной трансформации, а, следовательно, и процессов трансформации веществ в биосфере. На ранних стадиях развития техногенных экосистем микробоценозы являются не только активной структурной единицей экосистемы, но и наиболее информативной диагностической компонентой биоты, способной в силу высокой адаптации быстро реагировать на смену экологических условий и менять функциональную активность. Именно эта способность микроорганизмов была использована в целях биологического мониторинга почв в районе Обнинска, на территории которого расположено предприятие атомной энергетики.

Большинство представителей почвенной микрофлоры характеризуется значительной устойчивостью к действию ионизирующего излучения [14]. В то же время в ес-

## ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

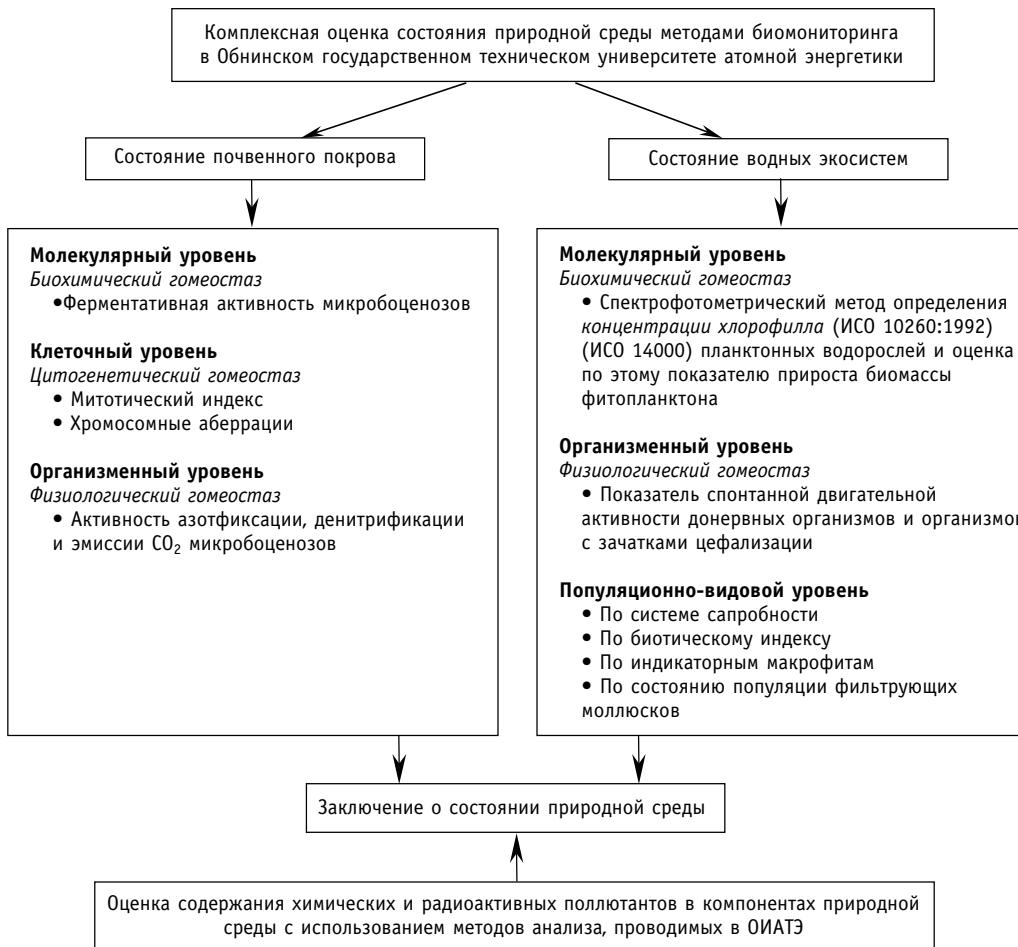


Рис. 1. Структура биологического мониторинга окружающей среды

тественной среде обитания на любой организм, кроме ионизирующего излучения, сочетанно действует целый комплекс факторов различной физической и химической природы. Одними из распространенных токсикантов, в значительной мере определяющими экологическое состояние почвенных ценозов, являются тяжелые металлы [15]. Проблема тяжелых металлов связана с их высокой токсичностью и аккумулированием в почве в результате деятельности промышленности, транспорта и сельского хозяйства. Наибольшую экологическую опасность представляют ртуть, кадмий, свинец и цинк.

Изменения в функционировании наиболее информативных в целях биомониторинга ферментных систем почвенного микробоценоза и физиологической активности микроорганизмов изучались в экспериментах, моделирующих условия радиационного и химического воздействия, характерного для загрязненных почв Брянской области [16; 17].

На рис. 2 и 3 выявленный Zn, Cd-зависимый эффект  $\gamma$ -потенцирования биологической активности почвенного микробоценоза представлен в явном виде и получен путем вычитания из сочетанного действия факторов всех исследованных биологических показателей раздельного действия металлов и  $\gamma$ -излучения на микробоценозы.

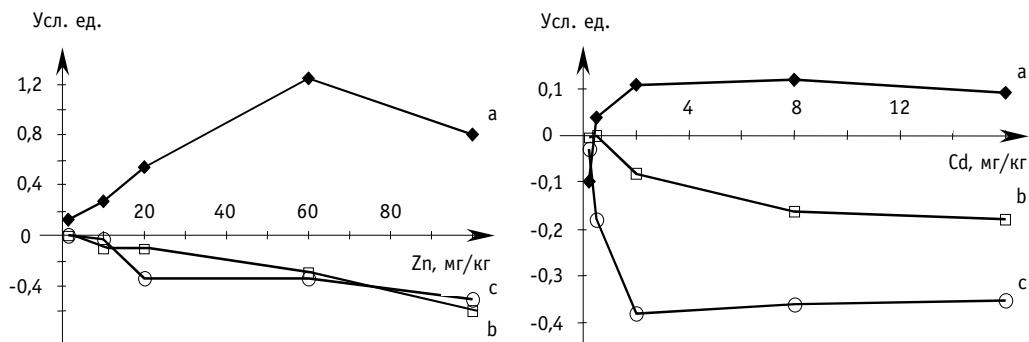


Рис. 2. Синергические эффекты сочетанного действия  $\gamma$ -излучения и Zn (график слева) и сочетанного действия  $\gamma$ -излучения и Cd (график справа) на инвертазную (а), каталазную (б) и дегидрогеназную (в) активность почв

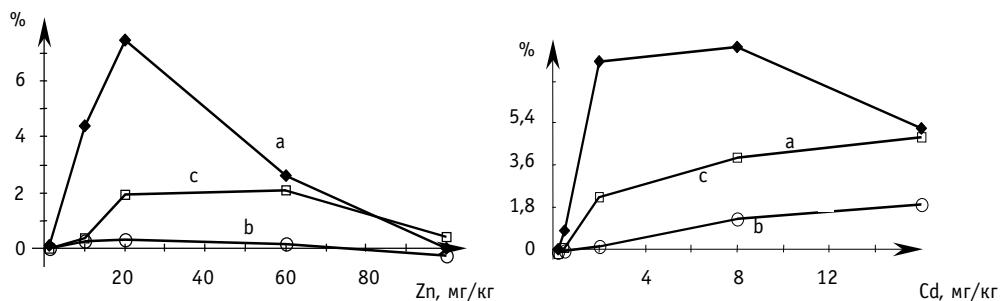


Рис. 3. Zn, Cd-зависимый эффект  $\gamma$ -потенциализации азотфиксации (а), денитрификации (б) и эмиссии  $\text{CO}_2$  (в) в дерново-подзолистой почве при сочетанном действии  $\gamma$ -излучения и Zn (график слева) и при сочетанном действии  $\gamma$ -излучения и Cd (график справа)

Данные модельного эксперимента, выявившие Zn, Cd-зависимые  $\gamma$ -потенциализирующие эффекты сочетанного действия факторов на микробоценозы почв, были использованы при анализе результатов, полученных в ходе мониторинговых работ в районе расположения предприятия атомной энергетики ГНЦ РФ-ФЭИ.

## МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ

В 2002–2004 гг. на кафедре биологии ИАТЭ проводилась работа, поддерживаемая программой инновационного сотрудничества Минатома РФ и Минобразования РФ по оценке влияния деятельности ФЭИ на природные биоценозы.

При участии студентов были отобраны образцы почв рекреационной зоны Обнинска и санитарно-защитной зоны ГНЦ РФ-ФЭИ в пойме, первой террасе р. Протвы и на территории города в поверхностном слое (глубина отбора 0–5 см) в июне 2002–2004 гг. Проведено геоморфологическое описание исследуемых участков почв. Схема пробоотбора приведена на рис. 4.

Для биологического мониторинга почв были использованы следующие подходы биотестирования: биохимический – оценка ферментативной активности микробоценозов и физиологический – оценка азотфиксации, денитрификации, метаногенности и эмиссии  $\text{CO}_2$ . Оценка биологической активности почвенного микробоценоза проводилась по известным методикам, применяемым в почвенной микробиологии [18–21].

Отделом радиационного контроля ФЭИ были получены данные радиоактивных выбросов в атмосферу за период с 1999 по 2004 гг. Существенных отклонений от нормативных выбросов для предприятий атомной энергетики не отмечается. Ниже предельно допустимых норм находятся выбросы в атмосферу химических поллютантов.



Рис. 4. Схема точек отбора проб почвы и воды в санитарно-защитной зоне ФЭИ и рекреационной зоне г. Обнинска:  
 ● пробы почвы; ▲ пробы воды; ■ сбросы ФЭИ;  
 ~ санитарно-защитная зона ФЭИ; — река и пруды

## РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

В связи с тем, что существенных выбросов радиоактивных и других элементов в природную среду предприятием ФЭИ во время всего периода наблюдения за состоянием микробоценозов исследуемых почв не наблюдалось, мной использовались результаты многолетнего эксперимента для анализа экологической обстановки вокруг предприятия атомной энергетики и г. Обнинска.

В представленной работе использован опыт практического применения разработанной в ИАТЭ прикладной ГИС PRANA для отображения данных состояния почвенной экосистемы по восьми исследованным биологическим показателям. В настоящее

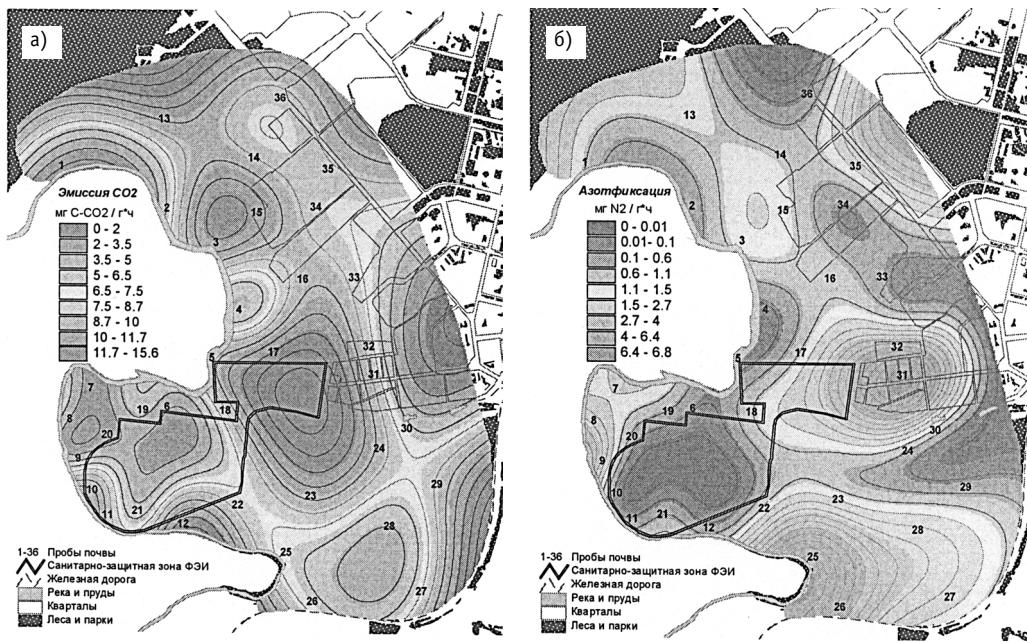


Рис.5. Изменение биологической активности почвенного микробоценоза санитарно-защитной зоны ФЭИ и рекреационной зоны г.Обнинска: а) по эмиссии  $\text{CO}_2$ ; б) по нитрогеназной активности

время возможности ГИС широко используются как для поиска и представления входной/выходной информации, анализа пространственно распределенных данных, так и для формирования сценариев исследования, при проведении модельных оценок последствий загрязнения территории и реализации защитных мероприятий.

Четко прослеживаются зоны повышенной и пониженной биологической активности почвенного микробоценоза на рис. 5. Из модельных экспериментов известно, что малые концентрации тяжелых металлов усиливают, а высокие – угнетают биологическую активность почвенных микробоценозов;  $\gamma$ -излучение в малых дозах не изменяет физиологическую и биохимическую активность микроорганизмов, но потенцирует негативное влияние тяжелых металлов.

Уровень метаболической активности почвенных микробных сообществ (биологическая активность почв) является одним из объективных показателей экологического состояния обследуемой территории, т.к. различные формы поллютантов приводят к снижению активности почвенных микроорганизмов в отношении трансформации углерода и азота. Оценивая активность разных групп микроорганизмов, можно получить информацию о нарушениях биологических циклов азота и углерода в экосистемах под действием различных по природе поллютантов задолго до проявления очевидных признаков экологического неблагополучия (изменения состава фитоценозов, появления больных растений и других признаков).

Несмотря на общие закономерности динамики биологической активности, обусловленные варьированием влажности и органического вещества в точках отбора проб 2002–2004 гг., на исследуемой территории был выявлен ряд специфических особенностей. Определение потенциальной активности гетеротрофных микроорганизмов в отношении трансформации органического вещества почв после добавления раствора глюкозы (выравнивание по влажности и содержанию легкодоступного углерода всех образцов) обнаружило высокую величину потенциальной эмиссии  $\text{CO}_2$  в С33 (рис. 5а). Это коррелирует с повышенным содержанием металлов (Cd; Zn), обнаруженных в пробах речной воды в этих точках. Определение нитрогеназной активнос-

ти почвенных бактерий подтвердило эту закономерность (рис.5б). В некоторых точках СЗЗ зоны отмечен низкий уровень азотфикссирующей активности почвенного микробоценоза. Это может быть обусловлено тем, что наибольшее влияние на процесс азотфиксации оказывает концентрация минерального азота, а по данным химического анализа речной воды максимальное содержание нитратов отмечено в точках отбора образцов СЗЗ. В этих почвах и зафиксирован минимальный уровень нитрогеназной активности.

В лаборатории радиационного контроля ФЭИ проведен радионуклидный анализ некоторых образцов почв санитарно-защитной зоны ФЭИ. Однако их радиоактивность не превышает средней активности  $\gamma$ -излучения естественных радионуклидов земного происхождения. Если использовать средние значения удельной активности этих радионуклидов в почве, то можно рассчитать соответствующую им среднюю мощность поглощенной дозы в воздухе. Она будет равна  $4,4 \cdot 10^{-8}$  Гр/ч. При этом  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  вносят в полученное значение соответственно 35, 25 и 40% [22]. Данные по  $^{137}\text{Cs}$  находятся также в пределах допустимых уровней на территории расположения предприятия атомной энергетики.

По результатам химического, радиационного и биологического анализа исследуемых образцов почв в санитарно-защитной зоне ФЭИ был проведен корреляционный анализ зависимости биологической активности почв от сочетанно действующих радиационных и химических факторов по аналогии с [23].

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Полученные в модельном эксперименте данные по усилению малыми дозами радиации стимулирующего и ингибирующего действия тяжелых металлов на биохимические и физиологические показатели почвенного микробоценоза позволяют выделить следующие положения. Экспериментально установленные биологические эффекты получены в диапазоне поглощенных доз от 0,36 сГр до 1,2 сГр, причем для популяций почвенных микроорганизмов условия облучения с длительностью от 3 до 10 сут. носили характер хронического радиационного воздействия. В исследуемых образцах воды р. Протвы обнаружено повышенное содержание Zn, Pb, Cd. В связи с этим можно предположить, что зарегистрированные в ходе биологического мониторинга санитарно-защитной зоны предприятия атомной энергетики в районе Обнинска изменения в функционировании почвенного микробоценоза могут быть связаны с сочетанным действием аккумулированных в почве радионуклидов и тяжелых металлов.

Полученные закономерности могут явиться следствием и других причин. Выявленные в ходе данного исследования изменения биологической активности почв могут быть связаны с отклонением pH почв в щелочную область, изменением концентрации водорастворимых органических веществ, усилившейся минерализацией почв в зоне наблюдения. Однако следует уделять особое внимание рациональному природопользованию во избежание попадания в окружающую среду поллютантов в любых концентрациях, т.к. экспериментально доказано их синергическое или потенцирующее взаимодействие в природе, приводящее к изменению в функционировании живых организмов.

Используемый в работе комплекс экспресс-диагностических методов оценки биохимической и функциональной активности почвенных микроорганизмов может быть применен для выявления районов, подвергшихся техногенному загрязнению в результате аварий на предприятиях атомной энергетики.

Учитывая сделанные выводы, до полного выяснения молекулярно-физиологических механизмов сочетанного действия, очевидна необходимость выявления нелиней-

ных эффектов взаимодействия факторов физической и химической природы для адекватного анализа реальной экологической обстановки на предприятиях ядерной энергетики.

### **Литература**

1. Тимофеев-Ресовский Н.В. Очерки. Воспоминания. Материалы. – М., 1993.
2. Егоров Ю.А., Тихомиров Ф.А. Современные экологические концепции ядерной энергетики. Экология регионов атомных станций/ Под ред. Ю.А. Егорова. – М.: Атомэнергопроект, 1994. – С. 5-43.
3. Последствия Чернобыльской катастрофы: здоровье среды/ Под ред. В.М. Захарова, Е.Ю. Крысанова. – М., 1996. – 170 с.
4. Егорова Е.И., Белолипецкая В.И. Биотестирование и биоиндикация окружающей среды. Уч. пособие по курсу «Биотестирование». – Обнинск: ИАТЭ, 2000. – 80 с.
5. Kozmin G.V., Egorova E.I. Ecological estimation of an environmental state near nuclear power plants / Joint International Seminar on Exposure and Effects, Modelling in Environmental Toxicology: a first dialogue between nuclear and non-nuclear environmental scientists and managers. – Antwerp, 2002. – A3.
6. Egorova E.I., Kozmin G.V. Biological monitoring of the environment in anthropogenic contaminated areas/International Conference on Radioactivity in the Environment. – Monaco, 2002. – SD.
7. Егорова Е.И., Козьмин Г.В. Экологическая оценка состояния природной среды в районах размещения атомных электростанций: Рефераты докладов XIII ежегодной конференции Ядерного общества России «Экологическая безопасность, техногенные риски и устойчивое развитие». – М., 2002. – С. 355-358.
8. Егорова Е.И., Козьмин Г.В., Трофимов А.И. Проблемы экологической оценки состояния природной среды в районах размещения атомных станций // Вестник РАН. – 2002. – № 2. – С. 36-39.
9. Егорова Е.И., Цыб А.Ф. Биологический мониторинг ГНЦ РФ-ФЭИ/Тез. докл. научной сессии МИФИ-2003. – М., 2003. – С. 28-29.
10. Егорова Е.И., Иголкина Ю.В., Степанов А.Л. Мониторинг почв в районе размещения предприятия атомной промышленности// Успехи современного естествознания. – 2003. – № 12. – С. 92-93.
11. Егорова Е.И., Цыб А.Ф. Биологический мониторинг ГНЦ РФ-ФЭИ Минатома РФ: Тезисы докладов научной сессии МИФИ-2004. – М., 2004. – С. 213-214.
12. Егорова Е.И., Сынзыныс Б.И. Биотестирование объектов окружающей среды. Лабораторный практикум по курсу «Биологический мониторинг». – Обнинск: ИАТЭ, 2003. – 89 с.
13. Экологический мониторинг. Методы биомониторинга: Уч.пособие/Под ред. Д.Б. Гелашивили. – Н. Новгород: ННГУ, 1995. (в 2-х ч.).
14. Сокурова Е.Н. Действие различных ионизирующих излучений на азотфикссирующие бактерии и микрофлору почвы / Дисс...канд.биол.наук. – М., 1956.
15. Микроорганизмы и охрана почв / Под ред. Д.Г.Звягинцева. – М.:МГУ, 1991. – С. 3-24.
16. Егорова Е.И. Активность азотфиксации, денитрификации и эмиссии CO<sub>2</sub> при сочетанном действии г-излучения и тяжелых металлов в почве// Радиационная биология. Радиоэкология. – 1996. – Т. 36. – Вып. 2. – С. 218-235.
17. Егорова Е.И., Полякова С.М. Ферментативная активность почв при сочетанном действии гамма-излучения и тяжелых металлов//Радиаци. биология. Радиоэкология. – 1996. – Т.36. – Вып. 2. – С. 227-233.
18. Хазиев Ф.Х. Методы почвенной энзимологии. – М.: Наука, 1990. – С.15-17, 33-35.
19. Умаров М.М. Ацетиленовый метод изучения азотфиксации в почвенно-микробиологических исследованиях// Почвоведение. – 1976. – № 11. – С. 92-95.
20. Yoshinari T., Hynes R. & Knowles R. Acetylene inhibition of nitrous oxide reduction and measurement of denitrification and nitrogen fixation in soil// Soil Biol. Biochem. – 1977. – V. 9.
21. Степанов А.Л., Онитченко В.Г. Оценка интенсивности дыхания, азотфикссирующей и денитрифицирующей активности горно-луговых почв северо-западного Кавказа// Вестник Москов-

## ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

---

- ского университета. – 1989. – Сер.17. – № 2. – С. 55-57.
22. *Моисеев А.А., Иванов В.И.* Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – С. 62.
23. *Егорова Е.И.* Ферментативная активность почв Брянской области, пострадавшей в результате аварии на Чернобыльской АЭС// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1995. – № 3. – С. 72-77.

Поступила в редакцию 24.11.2004

## АНАЛИЗ ОБЛУЧАЕМОСТИ ПЕРСОНАЛА ПЕРВОЙ АЭС ЗА 50-ЛЕТНИЙ СРОК ЭКСПЛУАТАЦИИ

**В.И. Вайзер, Л.А. Кочетков, Д.П. Масалов, А.И. Штыфурко**  
ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



В истории Первой АЭС следует выделить исключительные годы, характеризуемые повышенными (без превышения допустимых уровней) среднегодовыми дозами облучения персонала.

- 1954 – 1957 – устранение дефектов, доработка технологий, оборудования, приборов установки; среднегодовая доза  $\bar{D} \sim 20$  мЗв;
- 1958 – 1970 – монтаж и эксплуатация многочисленных (17) экспериментальных петель для исследований режимов работы реактора  $\bar{D} \sim 5$  мЗв;
- 1971, 1987 – капитальные ремонты с полной разгрузкой реактора от топлива  $\bar{D} \sim 13; 8$  мЗв;
- 1988 – реконструкция «горячей» камеры для разделки ОТВС (выделение твэлов)  $\bar{D} \sim 7$  мЗв;
- 1998, 1999 – обнаружение и устранение массовых течей каналов СУЗ и ОТВС;  $\bar{D} \sim 10$  мЗв;
- 2003, 2004 – подготовительные работы к выводу из эксплуатации; разгрузка бассейнов выдержки от ОТВС и их разделка; дезактивация помещений и оборудования реактора;  $\bar{D} \sim 5$  мЗв.

27 июня 2004 года исполнилось 50 лет со дня пуска в СССР Первой в мире АЭС. С первых лет эксплуатации реактор Первой АЭС стал использоваться в основном как исследовательский реактор.

Основным назначением станции были исследования в поддержку проектов будущих атомных станций большой мощности, отработка технических, технологических, физических и других вопросов реакторных установок, проведение исследований и испытаний материалов и оборудования, накопление опыта эксплуатации, подготовка кадров для атомной энергетики, отработка вопросов безопасности.

Реактор АМ проработал почти 48 лет (средняя тепловая мощность  $\sim 10$  МВт).

Окончательно реактор был заглушен 29.04.2002 г. К 09.08.2002 г. топливо (ОТВС) из реактора Первой АЭС было удалено, а к 23.02.2003 г. было удалено топливо из одного из имеющихся двух бассейнов выдержки ОТВС (емк. 9).

ОТВС были разделаны, находящиеся в них твэлы упакованы в специальные контейнеры и отправлены во временное хранилище ФЭИ.

В настоящее время продолжаются подготовительные работы по приведению реактора Первой АЭС в ядерно безопасное состояние – разделка оставшихся экспериментальных сборок, находящихся во втором бассейне выдержки (емк. 11).

## АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

---

В настоящей статье приводятся данные по облучаемости персонала за 50-летний срок ее эксплуатации.

Основной вклад в эффективную дозу облучения персонала ИР АМ вносило гамма-излучение. Максимальные эффективные дозы за счет бета-излучения не превышали 0,2 мЗв; а за счет нейтронного излучения – 1,2 мЗв (консервативные оценки, проведенные в 1999 г. в связи с введением НРБ-99). По результатам обследования на СИЧ доза внутреннего облучения у сотрудников ИР АМ – менее 1 мЗв/год.

В работе Первой АЭС можно выделить несколько периодов.

**1954 год.** В ходе физического и энергетического пусков реактора был выявлен ряд существенных дефектов. Основные – это многочисленные течи воды топливных каналов и каналов СУЗ в разогретую до ~600°C графитовую кладку. На устранение этих дефектов потребовалась остановка реактора на 3 мес. (до 25.10.1954 г.). Действующими в СССР до 1962 г. нормативами была установлена предельно допустимая доза (ПДД) внешнего облучения персонала равная 15 рентген (150 мЗв) в год. Средняя доза облучения составила 40,2 мЗв.

**1955–1957 гг.** В эти годы продолжалась доработка технологии, оборудования и приборов установки. Начато использование реактора АМ в исследовательских целях. Средняя доза облучения составила 21,1 мЗв.

**1958–1970 гг.** Проводились исследования в поддержку проектов будущих атомных станций большой мощности, отрабатывались технические, технологические, физические и другие вопросы реакторных установок, проводились исследования и испытания материалов и оборудования. В первоначальный проект Первой АЭС в этот период было внесено большое количество усовершенствований, связанных с сооружением уникальных экспериментальных петель («сверхвысокого давления», «с кипением водного теплоносителя», «с перегревом пара», «для исследования электрогенерирующих сборок», жидкостного регулирования мощности», «с естественной циркуляцией теплоносителя»), а также с повышением ее безопасности и надежности. Средняя доза облучения составила (7,8±0,7) мЗв. ППД с 1962 по 1999 гг. равнялась 50 мЗв/год.

**1971 г.** Проведение капитального ремонта установки. Были выполнены следующие работы:

- полная разгрузка реактора;
- дезактивация первого контура;
- полный демонтаж верха реактора и последующий монтаж стояков и новых входных и выходных трактов и импульсных линий газовой системы;
- проведение реконструкции петель прямого преобразования;
- ремонт водяных петель;
- ревизия и ремонт графитовой кладки.

Средняя доза облучения составила 13,2 мЗв/год.

**1972–1986; 1989–1997; 2000–2002 гг.** Эксплуатация экспериментальных петель, наработка изотопной продукции. Средняя доза облучения благодаря проведенной реконструкции в 1971 г. существенно снизилась и составляла в эти годы ~(4,5 ±0,6) мЗв/год.

Авторами были обработаны данные по индивидуальным дозам персонала Первой АЭС за 8 лет (1981–1986 гг., 1989–1990 гг.). В эти годы распределение персонала по значениям индивидуальных доз подчинялось логарифмически нормальному закону. Получены значения параметров ЛНР – медианное значение дозы  $D_g$  и среднегеометрическое стандартное отклонение  $\sigma$ , средние значения которых равны

$$D_g = (3,7 \pm 0,5) \text{ мЗв/год}; \sigma = (2,2 \pm 0,2).$$

Соответственно  $\bar{D} = (4,6 \pm 0,6)$  мЗв/год.

В истории ИР АМ следует выделить исключительные годы, когда облучаемость персонала не подчинялась логнормальному распределению. В эти годы большинство сотрудников ИР АМ привлекалось к выполнению неординарных работ с установлением повышенных разрешенных доз облучения по нарядам-допускам, и, как следствие, контрольный уровень годовой дозы для персонала ИР АМ увеличивался до значений, превосходящих установленные в то время уровни в институте (без превышения ПДД). Кроме первых четырех лет эксплуатации ИР АМ и 1971 г. к таким исключительным годам относятся:

**1987 г.** – после длительной плановой остановки реактора из-за массовой разгерметизации ТВС реактор был полностью разгружен; при этом было извлечено ~ 30 ТВС с различными повреждениями оболочек твэлов, из них 9 так называемых «козлов»;

**1988 г.** – проведена реконструкция помещения разделки ОТВС с предварительной многократной его дезактивацией как дистанционной, так и «вручную»;

**1998–1999 гг.** – обнаружение и устранение массовых течей каналов СУЗ и ОТВС; опрессовка сборок и каналов «на аппарате» (при снятых защитных плитах);

**2003–2004 гг.** – извлечение ОТВС, в том числе аварийных, из бассейнов выдержки (емк. 9 и 11) для разделки их в помещении 45 (приведение реактора в ядерно-безопасное состояние).

Данные по индивидуальным дозам персонала Первой АЭС за 50 лет приведены в табл. 1.

**Данные по облучаемости персонала ИР АМ**

Таблица 1

Годы	Число контролируемых лиц	Коллективная доза, чел. – мЗв	Число лиц с $D > 15$ мЗв	Средняя доза, мЗв
1	2	3	4	5
1954	60	2411	46	40,2
1955	81	1720,6	40	21,2
1956	99	2097,15	50	21,2
1957	115	2425	56	21,1
1958	117	931,5	23	8,0
1959	133	1076	28	8,09
1960	138	1320	33	9,57
1961	151	1136	25	7,52
1962	164	1126	11	6,87
1963	178	960	6	5,39
1964	188	1635	28	8,70
1965	189	1629	30	8,62
1966	195	1678	38	8,61
1967	197	1537	20	7,80
1968	195	1460	21	7,49
1969	197	1446	25	7,34
1970	199	1526	26	7,67
1971	204	2691	75	13,19
1972	196	1018	4	5,19
1973	199	808	1	4,06
1974	193	769	—	3,98
1975	191	795	—	4,16
1976	185	774	—	4,18
1977	186	659	1	3,54

Продолжение таблицы 1

1	2	3	4	5
1978	180	763	1	4,24
1979	181	954	10	5,27
1980	173	710	1	4,10
1981	140	63,51	—	4,50
1982	149	71,54	4	4,80
1983	139	75,17	1	5,40
1984	138	76,22	3	5,50
1985	137	58,81	3	4,30
1986	137	72,83	6	5,30
1987	139	113	11	8,10
1988	132	94,55	12	7,20
1989	135	39,8	3	2,95
1990	139	59,22	2	4,26
1991	115	68,24	5	5,93
1992	129	41,99	1	3,26
1993	122	58,26	2	4,78
1994	122	47,77	1	3,92
1995	118	54,09	3	4,58
1996	107	49,33	1	4,61
1997	106	48,14	2	4,54
1998	111	106,36	19	9,58
1999	102	98,05	16	9,61
2000	93	51,08	6	5,49
2001	98	31,27	1	3,19
2002	91	52,06	5	5,72
2003	68	71,52	14	10,52
2004	64	57,84	13	9,04

Следует отметить, что на этапе подготовки ИР АМ к сохранению под наблюдением (после приведения реактора в ядерно-безопасное состояние) одни из наиболее доземких работ, связанные с диагностикой ТВС, а также перегрузкой и разделкой ТВС и обслуживанием комплекса разделки ОТВС, будут отсутствовать. При этом, в основном, будут проводиться работы с низкоактивным и среднеактивным оборудованием, и ожидается, что средние годовые эффективные дозы на этом и заключительном (после длительного сохранения реактора под наблюдением) этапах вывода из эксплуатации ИР АМ будут находиться в пределах 5–10 мЗв/год.

Таким образом, несмотря на сложности при эксплуатации самого реактора и необходимости обслуживать проведение многих сложных и дозозатратных экспериментов, облучаемость персонала ИР АМ, безусловно, была в пределах существующих норм радиационной безопасности.

Поступила в редакцию 16.11.2004

## ОБ ОДНОМ ТОЧНОМ РЕШЕНИИ УРАВНЕНИЙ КИНЕТИКИ

**М. В. Кащеев**

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



Получено точное аналитическое решение уравнений кинетики с учетом одной средневзвешенной группы запаздывающих нейтронов при линейном во времени вводе реактивности.

В ряде работ, посвященных кинетике реактора, например [1–3], приближенно решена система уравнений кинетики с учетом одной средневзвешенной группы запаздывающих нейтронов при линейном во времени вводе реактивности

$$\rho(t) = \rho_0 + \gamma t, \gamma = \text{const}, \quad (1)$$

где  $\rho$  – реактивность;  $\rho_0$  – начальная реактивность;  $\gamma$  – скорость линейного ввода реактивности,  $\text{с}^{-1}$ ;  $t$  – время, с.

Система уравнений с отмеченным приближением, если пренебречь источником  $S$ , имеет вид

$$\begin{aligned} \frac{dn}{dt} &= \frac{\rho - \beta}{l} n + \lambda C, \\ \frac{dC}{dt} &= \frac{\beta}{l} n - \lambda C, \end{aligned}$$

где  $n$  – безразмерная плотность нейтронов;  $l$  – время жизни одного поколения нейтронов, с;  $\beta$  – доля запаздывающих нейтронов;  $\lambda$  – постоянная радиоактивного распада осколков деления,  $\text{с}^{-1}$ ;  $C$  – безразмерная концентрация ядер-предшественников запаздывающих нейтронов.

После исключения  $C$  получим одно дифференциальное уравнение второго порядка

$$\frac{d^2n}{dt^2} + \left( \frac{\beta - \rho_0 - \gamma t}{l} + \lambda \right) \frac{dn}{dt} - \frac{1}{l} (\lambda \rho_0 + \gamma (1 + \lambda t)) n = 0. \quad (3)$$

Начальные условия

$$n(0) = 1 \text{ и } \frac{dn(0)}{dt} = 0. \quad (4)$$

В работе [1] Smets после ряда замен сводит уравнение (3) к уравнению первого порядка и для закона (1) получает громоздкое сложное решение, содержащее параболические цилиндрические и гипергеометрические функции. Для практического решения они неприемлемы. Поэтому в работе приведены только предельные случаи: очень малые  $\gamma < 0,0006$  и очень большие  $\gamma > 0,06$  при  $\rho_0 = 0$ .

Развитие идей работы [1] содержится в монографии [2], в которой Хетрик после преобразований уравнения (3) принимает допущение

$$\mu = \frac{\beta\lambda}{\gamma} = m, \quad m = 0, 1, 2, \dots \quad (5)$$

Данное допущение наряду с допущением  $\gamma > 0$  общую задачу превращает в частную: решение справедливо только для дискретного положительного ряда скоростей ввода реактивности, определяемых равенством (5).

Приближенное решение, найденное им, имеет вид

$$n(t) = e^{-\lambda t} \frac{d^\mu}{d\tau^\mu} \left[ \exp(\tau^2) \left( C_{\mu 1} + C_{\mu 2} \int_0^\tau \exp(-\tau'^2) d\tau' \right) \right], \quad (6)$$

где  $\tau$  определяется из соотношения  $t = \pm \tau \sqrt{\frac{|2l|}{\gamma}} + \frac{l}{\gamma} \left( \frac{\beta - \rho_0}{l} - \lambda \right)$ .

Ниже приведены два громоздких решения, полученных из (6) при  $\mu = 0$ ,  $\mu = 1$  и  $\rho_0 = 0$ .

$$\frac{n}{n_0} = \left[ 1 + \beta \left( \frac{\pi}{2\gamma l} \right)^{1/2} \left( \exp \frac{\beta^2}{2\gamma l} \right) \operatorname{erf} \frac{\beta}{\sqrt{(2\gamma l)}} - \operatorname{erf} \frac{\beta - \gamma t}{\sqrt{(2\gamma l)}} \right] \exp \left( \frac{\gamma}{2l} t^2 - \frac{\beta}{l} t \right) \text{ при } \mu = 0 \quad (7)$$

$$\begin{aligned} \frac{n}{n_0} = & \frac{\beta^2}{\gamma l} \left\{ \exp(-\lambda t) - \frac{\beta - \lambda l - \gamma t}{\beta} \exp \left( \frac{\gamma}{2l} t^2 - \frac{\beta}{l} t \right) \right\} \left[ 1 + \beta \left( \frac{\pi}{2\gamma l} \right)^{1/2} \times \right. \\ & \left. \times \exp \frac{(\beta - \lambda l)^2}{2\gamma l} \left( \operatorname{erf} \frac{\beta - \lambda l}{\sqrt{(2\gamma l)}} - \operatorname{erf} \frac{\beta - \lambda l - \gamma t}{\sqrt{(2\gamma l)}} \right) \right] \text{ при } \mu = 1. \end{aligned} \quad (8)$$

Решение для  $\mu = 0$  соответствует бесконечной скорости ввода реактивности. Поскольку решения выражаются через специальные функции, то выполнение расчетов по ним затруднительно.

В более поздней работе [3] практически повторяется решение работы [2] с дополнительным загрублением задачи

$$\rho_0 = 0, \rho(t) \ll \beta. \quad (9)$$

Насколько известно автору, указанными выше работами исчерпываются возможности поиска аналитического приближенного или точного решения задачи, необходимого для проведения быстрых оценочных расчетов. Отметим, что для получения приемлемой точности при численном решении уравнений требуется временной шаг порядка  $10^{-3}$  с, причем он тем меньше, чем больше  $\gamma$ .

Что касается приближенных численных методов решения, то они совершенствуются постоянно, о чем свидетельствует работа [4].

Однако можно решить задачу (3), (4) без допущений (5) и (9) при любом постоянном  $\gamma$ . Ниже приводится это решение.

Введем новые переменные

$$n(t) = \eta(\xi) \exp(-\lambda t), \quad \xi(t) = \sqrt{\left| \frac{\gamma}{l} \right|} \left( t + \frac{\rho_0 + \lambda l - \beta}{\gamma} \right). \quad (10)$$

Тогда уравнение (3) примет вид

$$\frac{d^2 \eta}{d\xi^2} \mp \xi \frac{d\eta}{d\xi} \mp d \cdot \eta = 0, \quad (11)$$

где  $d = 1 + \frac{\lambda\beta}{\gamma}$ .

Отметим, что здесь и далее следует брать верхний или нижний знак в зависимости от того, будет ли  $\gamma > 0$  или  $\gamma < 0$ .

Начальные условия в новых переменных

$$\eta(\xi_0) = 1, \quad \eta'(\xi_0) = \lambda \sqrt{\left| \frac{l}{\gamma} \right|}, \quad (12)$$

где  $\xi_0 = \xi(0)$ .

Решим уравнение (11) методом неопределенных коэффициентов. Будем искать решение в виде степенного ряда

$$\eta(\xi) = a_0 + a_1 \xi + a_2 \xi^2 + a_3 \xi^3 + a_4 \xi^4 + a_5 \xi^5 + \dots \quad (13)$$

Считая ряд сходящимся (что будет показано ниже), вычислим первую и вторую производные по  $\xi$  ряда (13)

$$\begin{aligned} \eta'(\xi) &= a_1 + 2a_2 \xi + 3a_3 \xi^2 + 4a_4 \xi^3 + 5a_5 \xi^4 + \dots; \\ \eta''(\xi) &= 2a_2 + 6a_3 \xi + 12a_4 \xi^2 + 20a_5 \xi^3 + \dots \end{aligned} \quad (14)$$

Подставим (13),(14) в (11) и приравняем коэффициенты при одинаковых степенях слева и справа

$$\begin{aligned} 2a_2 + 6a_3 \xi + 12a_4 \xi + 20a_5 \xi^3 + \dots &\mp a_1 \xi \mp 2a_2 \xi^2 \mp 3a_3 \xi^3 \mp 4a_4 \xi^4 \mp 5a_5 \xi^5 \mp a_0 d \mp a_1 d \cdot \xi \mp \\ &\mp a_2 d \cdot \xi^2 \mp a_3 d \cdot \xi^3 \mp a_4 d \cdot \xi^4 \mp \dots = 0 \end{aligned} \quad (15)$$

$$\xi^0: 2a_2 \mp a_0 d = 0$$

$$\xi^1: 6a_3 \mp a_1 \mp a_1 d = 0 \quad (16)$$

$$\xi^2: 12a_4 \mp 2a_2 \mp a_2 d = 0$$

$$\xi^3: 20a_5 \mp 3a_3 \mp a_3 d = 0$$

Учитывая рекуррентность, для коэффициентов  $a_k$  получим

$$\begin{aligned} a_2 &= \pm \frac{d}{2!} a_0, \quad a_3 = \pm \frac{d+1}{3!} a_1, \quad a_4 = \frac{d(d+2)}{4!} a_0, \quad a_5 = \frac{(d+1)(d+3)}{5!} a_1, \\ a_6 &= \pm \frac{d(d+2)(d+4)}{6!} a_0, \quad a_7 = \pm \frac{(d+1)(d+3)(d+5)}{7!} a_1. \end{aligned} \quad (17)$$

С учетом (17), ряд (13) примет вид

$$\begin{aligned} \eta(\xi) &= a_0 \left( 1 \pm \frac{d}{2!} \xi^2 + \frac{d(d+2)}{4!} \xi^4 \pm \frac{d(d+2)(d+4)}{6!} \xi^6 + \dots \right) + \\ &+ a_1 \left( \xi \pm \frac{d+1}{3!} \xi^3 + \frac{(d+1)(d+3)}{5!} \xi^5 \pm \frac{(d+1)(d+3)(d+5)}{7!} \xi^7 + \dots \right) \end{aligned} \quad (18)$$

или, обобщая и суммируя по всем  $k$ , решение уравнения (11) получим в виде суммы двух рядов по четным и нечетным степеням  $\xi$

$$\begin{aligned} \eta(\xi) &= C_1 \left( 1 + \sum_{k=1}^{\infty} (\pm 1)^k \frac{d(d+2)\dots(d+2k-2)}{(2k)!} \xi^{2k} \right) + \\ &+ C_2 \left( \xi + \sum_{k=1}^{\infty} (\pm 1)^k \frac{(d+1)(d+3)\dots(d+2k-1)}{(2k+1)!} \xi^{2k+1} \right) \end{aligned} \quad (19)$$

где  $C_1 = a_0$ ,  $C_2 = a_1$ .

$n(t)$  определяется первой формулой (10).

Используя признак Даламбера, легко показать, что область сходимости рядов  $\xi \in R$ .

Постоянные интегрирования  $C_1$  и  $C_2$  находим с использованием начальных условий (12).

$$C_1 A_1 + C_2 A_2 = 1; C_1 B_1 + C_2 B_2 = \lambda \sqrt{\left| \frac{l}{\gamma} \right|}. \quad (20)$$

Решая систему (20) относительно  $C_1$  и  $C_2$ , получим

$$C_1 = \frac{B_2 - A_2 \lambda \sqrt{\left| \frac{l}{\gamma} \right|}}{A_1 B_2 - A_2 B_1}, \quad C_2 = -\frac{A_1 \lambda \sqrt{\left| \frac{l}{\gamma} \right|} - B_1}{A_1 B_2 - A_2 B_1}, \quad (21)$$

где

$$A_1 = 1 + \sum_{k=1}^{\infty} (\pm 1)^k \frac{d(d+2)\dots(d+2k-2)}{(2k)!} \xi_0^{2k},$$

$$A_2 = \xi + \sum_{k=1}^{\infty} (\pm 1)^k \frac{(d+1)(d+3)\dots(d+2k-1)}{(2k+1)!} \xi_0^{2k+1}$$

$$B_1 = \sum_{k=1}^{\infty} (\pm 1)^k \frac{d(d+2)\dots(d+2k-2)}{(2k-1)!} \xi_0^{2k-1}, \quad B_2 = 1 + \sum_{k=1}^{\infty} (\pm 1)^k \frac{(d+1)(d+3)\dots(d+2k-1)}{(2k)!} \xi_0^{2k}$$

Степенные ряды можно легко вычислить с любой степенью точности.

Следует отметить, что в монографии [1] с помощью преобразования Лапласа получено интегральное представление для решения задачи (3), (4) без ограничений:

$$n(t) = C_1 \int_{-\infty}^{-\lambda} (s+\lambda)^{\frac{\lambda\beta}{\gamma}} \exp\left[-ls^2/2\gamma - \left(\frac{\beta-\rho_0}{\gamma} - t\right)s\right] ds + \\ + C_2 \int_{-\lambda}^{-\infty} (s+\lambda)^{\frac{\lambda\beta}{\gamma}} \exp\left[-ls^2/2\gamma - \left(\frac{\beta-\rho_0}{\gamma} - t\right)s\right] ds, \quad (22)$$

но оно имеет только теоретическое значение: практически воспользоваться им невозможно, т.к. аналитически интегралы не берутся.

Результаты расчета по формуле (19) автора и формулам (7), (8) [2] при  $\mu = 0$ ,  $\mu = 1$  и  $\rho_0 = 0$  практически совпадают, но заметно отличаются от решения работы [3]. Это иллюстрируется кривыми рис. 1.

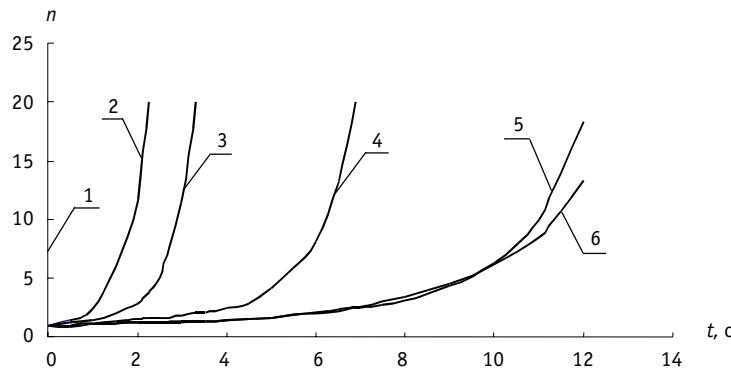


Рис. 1. Изменение плотности нейтронов в зависимости от времени при  $\rho_0 = 0$ ;  $l = 10^{-3}$  с: 1, 2, 3, 4, 5 – точные решения уравнений кинетики при  $1 - \mu = 0$ ; 2 –  $\mu = 0,1$ ; 3 –  $\mu = 0,2$ ; 4 –  $\mu = 0,5$ ; 5 –  $\mu = 1$  и 6 – приближенное решение уравнений кинетики [3] при  $\mu = 1$

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Впервые получено точное аналитическое решение уравнений кинетики с учетом одной средневзвешенной группы запаздывающих нейтронов при линейном во времени вводе реактивности. Работа имеет теоретическое, практическое и методическое значение. Она показывает, как подходящей заменой переменных можно обойти трудности, с которыми столкнулись авторы приближенных решений [1–3].

Следует также отметить, что полученное точное решение позволяет приближенно рассчитать плотность нейтронов при любом законе ввода реактивности, если кривую вводимой реактивности заменить ломаной линией.

## **Литература**

1. Smets H. B. Reactor dynamics at low power. – In: «Proc. Geneva Conf.», 1958. - V. 11. – P. 237.
2. Хетрик Д. Динамика ядерных реакторов (пер. с англ.). – М.: Атомиздат, 1975.
3. Дементьев Б.А. Кинетика и регулирование ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1986.
4. Гулевич А.В., Дьяченко П.П., Зродников А.В., Кухарчук О.Ф. Связанные реакторные системы импульсного действия. – М.: Энергоатомиздат, 2003.

Поступила в редакцию 1.03.2005

# ИЗУЧЕНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ЛЕГКОВОДНОГО РЕАКТОРА С (Th-U-Pu)-ТОПЛИВОМ

Г.Г. Куликов\*, В.В. Артисюк\*\*, А.Н. Шмелев\*, В.А. Апсэ\*

\*Московский инженерно-физический институт (государственный университет),  
г. Москва

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



Исследуется возможность утилизации оружейного плутония в легководных реакторах в составе гомогенной смеси с оксидами тория, урана и младших актинидов. Основное внимание обращено на защищенность от неконтролируемого распространения изотопа  $^{233}\text{U}$ , который образуется из тория в процессе облучения и может использоваться в режиме многократного рециклирования. Анализируется температурный коэффициент реактивности по теплоносителю в условиях равновесного и неравновесного топливных циклов.

## ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в связи с сокращением арсеналов ядерного оружия высвободилось значительное количество оружейных ядерных материалов, в том числе плутония. Необходимо не допустить его несанкционированного распространения и военного применения. Одним из способов решения этой проблемы является денатурирование оружейного плутония, т.е. изменение его изотопного состава, например, путем введения в его состав изотопа  $^{238}\text{Pu}$  [1–3].  $^{238}\text{Pu}$  является мощным источником тепла и нейтронов спонтанного деления, что значительно усложняет создание ядерного взрывного устройства из денатурированного плутония, а в случае его создания снижает энергетический выход [3]. Извлечь денатурирующий изотоп  $^{238}\text{Pu}$  из плутония можно только с помощью сложной технологии изотопного разделения, которую придется осуществлять в условиях повышенной радиации. Поэтому содержание  $^{238}\text{Pu}$  можно рассматривать как важную характеристику (степень) денатурирования оружейного плутония.

Согласно документам МАГАТЭ, плутоний, содержащий более 80%  $^{238}\text{Pu}$ , не является материалом прямого использования [1, 2]. В работе [4] показано, что плутоний, содержащий 20–30%  $^{238}\text{Pu}$ , по своим радиационным и теплофизическими свойствам также может рассматриваться как материал, хорошо защищенный от неконтролируемого распространения.

В данной работе исследуется возможность денатурирования оружейного плутония за один цикл облучения в реакторах типа ВВЭР. Кроме того, такая важная характеристика безопасности реактора, как температурный коэффициент реак-

© Г.Г. Куликов, В.В. Артисюк, А.Н. Шмелев, В.А. Апсэ, 2005

тивности по теплоносителю, оценивается для условий равновесного и неравновесного топливных циклов.

### **ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ**

Денатурировать оружейный плутоний можно, например, путем его облучения в ядерном реакторе вместе с младшими актинидами (МА)  $^{237}\text{Np}$  и  $^{241}\text{Am}$ , которые в результате радиационного захвата нейтрона и последующего быстрого радиоактивного распада (периоды полураспада 2,4 и 163 сут соответственно) превращаются в денатурирующий изотоп  $^{238}\text{Pu}$ . Поскольку цель состоит в денатурировании оружейного плутония, то желательно уменьшить образование нового плутония из  $^{238}\text{U}$ . Поэтому целесообразно, по возможности, снизить содержание  $^{238}\text{U}$  в топливе. Но это повлечет за собой уменьшение воспроизводства делящегося изотопа  $^{239}\text{Pu}$ , что, в свою очередь, приведет к сокращению кампании и снижению степени денатурирования оружейного плутония. В связи с этим предлагается добавить в топливо торий, из которого будет образовываться делящийся изотоп  $^{233}\text{U}$ , способствующий поддержанию размножающих свойств топлива. Кроме того, в тепловой и резонансной области энергий  $^{233}\text{U}$  характеризуется большим эффективным количеством нейtronов деления, чем  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{235}\text{U}$ , т.е. уран-ториевое топливо обладает улучшенным нейтронным балансом в этой энергетической области по сравнению с урановым топливом. Уран-ториевый топливный цикл перспективен для стран со значительными запасами ториевых руд (Индия, Бразилия).

Ряд работ [5–9] посвящен различным физическим особенностям использования легководных реакторов для утилизации оружейного плутония в составе уран-ториевого топлива. В работах [5–7] рассмотрена возможность утилизации энергетического и оружейного плутония в действующих и перспективных легководных реакторах. В [5] показано, что небольшие добавки  $^{237}\text{Np}$  и  $^{241}\text{Am}$  приводят к существенному увеличению содержания  $^{238}\text{Pu}$  в плутонии, что является важным барьером против его несанкционированного распространения. В [6] продемонстрировано, что плутоний сжигается значительно эффективнее в реакторе, загруженном уран-ториевым топливом, чем в реакторе с урановым топливом. В [7] сделан вывод о возможности улучшения характеристик безопасности эксплуатации легководного реактора с топливом на основе оксидов оружейного плутония и тория. В [8] показано, что уран-ториевое топливо позволяет достичь большей глубины выгорания и снизить наработку плутония, причем в таком топливе накапливается меньшее количество радиоактивных отходов, чем в урановом. В [9] обращено внимание на то, что эффективное сжигание плутония и МА требует более широкой решетки твэлов, чем в действующих легководных реакторах, и что возможно достижение отрицательных температурных коэффициентов реактивности топлива из смеси тория, плутония и МА. В настоящем исследовании рассматривается денатурирование плутония в гомогенной смеси с оксидами тория, урана и МА. Особое внимание обращено на защищенность  $^{233}\text{U}$ , который образуется из тория в процессе облучения и может использоваться в режиме многократного рециклирования.

### **РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ И ПРИНЯТЫЕ ПРИБЛИЖЕНИЯ**

В расчетах использовался программный комплекс SCALE-4.3 [10], предназначенный для лицензионных расчетов легководных реакторов. С помощью этого комплекса рассчитывались нейтронно-физические параметры одномерной бесконечной решетки твэлов и прослеживалось изменение изотопного состава топлива в процессе облучения. Транспортный расчет элементарной ячейки выполнялся в  $S_8$ -приближении с числом внутренних итераций, обеспечивающих оценку  $K_\infty$  с

точностью  $10^{-5}$ . Изотопный состав топлива пересчитывался через каждые 3 года работы реактора, что позволило оценить  $K_\infty$  с точностью  $10^{-4}$ . В расчетах выгорания топлива учитывались продукты деления с наибольшим влиянием на реактивность (81 изотоп). Расчеты проводились в 44-групповом приближении с использованием библиотеки оцененных ядерных данных ENDF/B-V [11].

В настоящем исследовании предполагалось, что оружейный плутоний на 100% состоит из одного изотопа  $^{239}\text{Pu}$ . В качестве расчетной модели использовалась топливная ячейка реактора ВВЭР-1000 с конструкционными материалами из нержавеющей стали.

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

### Неравновесный топливный цикл

Цель расчетов, результаты которых представлены в табл. 1, состояла в определении возможного уровня денатурирования оружейного плутония при введении  $^{237}\text{Np}$  и  $^{241}\text{Am}$  в состав (Th-U-Pu)-топлива. В этих расчетах состав свежего топлива и глубина выгорания определялись из следующих условий: начальный  $K_{\text{эфф}}=1,38$  (как в ВВЭР-1000 на традиционном урановом оксидном топливе), конечный  $K_{\text{эфф}}=1,00$ , а в свежем топливе соотношение  $^{233}\text{U}/^{238}\text{U} = 1/8$ . Это соотношение было выбрано, исходя из следующих соображений. По документам МАГАТЭ [1–2], обогащенный уран не относится к классу материалов прямого использования, если доля  $^{235}\text{U}$  в смеси с  $^{238}\text{U}$  не превышает 20%. Известно, что масса критической сферы (без отражателя) из  $^{233}\text{U}$  в 1,67 раза меньше, чем из  $^{235}\text{U}$ . Если разграничить материалы прямого и непрямого использования, руководствуясь массой их критической сферы без отражателя, то смесь  $^{238}\text{U}$  с  $^{233}\text{U}$  не относится к материалам прямого использования при содержании последнего менее 12% [12].

Поскольку свежее топливо, описанное в табл. 1, содержит существенную долю урана, то его плотность была принята равной теоретической плотности диоксида урана ( $10,96 \text{ г/см}^3$ ). Из табл. 1 видно, что достигаемая степень денатурирования плутония составляет около 20%. В настоящее время  $^{237}\text{Np}$  накоплено существенно больше, чем  $^{241}\text{Am}$ , и в дальнейших исследованиях в качестве источника образования денатурирующего изотопа  $^{238}\text{Pu}$  рассматривался только  $^{237}\text{Np}$ .

Таблица 1

**Характеристики денатурирования оружейного плутония при добавлении в топливо  $^{237}\text{Np}$  и  $^{241}\text{Am}$**

Состав свежего топлива, % т.а.					Выгорание, % т.а.	$^{238}\text{Pu}/\text{Pu}$ , %
$^{232}\text{Th}$	$^{233}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{237}\text{Np}$		
26,70	6,70	53,60	9,00	4,00	12,3	20,9
36,35	6,35	50,80	4,50	2,00	9,05	19,5
43,00	6,00	48,00	2,00	1,00	7,05	17,6
				$^{241}\text{Am}$		
8,70	8,70	69,60	9,00	4,00	15,9	17,1
18,80	8,30	66,40	4,50	2,00	12,3	15,8
28,33	7,63	61,00	2,00	1,00	9,68	14,1

### Равновесный топливный цикл

В рассматриваемых топливных циклах исходное топливо не содержит делящийся изотоп  $^{233}\text{U}$ . В последующих исследованиях анализируется равновесный режим, в котором  $^{233}\text{U}$  уже наработан в равновесном количестве и требуется лишь его

поддержание на этом уровне, т.е.  $KB(^{233}U) \geq 1$ . Поскольку рассматривались варианты с преобладанием тория в свежем топливе (50, 60 и 65%), то было принято, что плотность оксидного (Th-U-Pu)-топлива равна 9,64 г/см<sup>3</sup> (несколько меньше, чем теоретическая плотность диоксида тория), а отношение  $^{233}U/^{238}U$  в свежем топливе составляло 1/8. На долю  $^{239}Pu$  и  $^{237}Np$  в свежем топливе приходилась фиксированная величина, в рамках которой менялось соотношение между оружейным плутонием и источником денатурирующего изотопа (см. табл. 2). Облучение продолжалось до тех пор, пока  $K_{\text{эфф}}$  не снижался до 1,00, а начальные значения  $K_{\text{эфф}}$  были различными.

**Характеристики денатурирования оружейного плутония  
в равновесном топливном цикле  
(в свежем топливе  $^{233}U/^{238}U=1/8$ )**

$K_{\text{эфф}}(0)$	Состав свежего топлива, % т.а.		Выгорание, % т.а.	$^{238}Pu/Pu$ , %
	$^{239}Pu$	$^{237}Np$		
	$(^{232}Th = 50\%, ^{233}U = 2,4\%, ^{238}U = 19,2\%)$			
1,28987	19,9	8,5	12,89	21,73
1,25658	18,9	9,5	11,29	22,37
1,24014	18,4	10,0	10,46	22,51
1,22380	17,9	10,5	9,58	22,38
1,19136	16,9	11,5	7,72	21,37
	$(^{232}Th = 60\%, ^{233}U = 2,4\%, ^{238}U = 19,2\%)$			
1,30001	13,8	4,6	9,32	17,67
1,24931	12,7	5,7	7,66	19,18
1,23573	12,4	6,0	7,08	19,23
1,22672	12,2	6,2	6,69	19,14
1,21775	12,0	6,4	6,31	19,01
	$(^{232}Th = 65\%, ^{233}U = 2,36\%, ^{238}U = 18,88\%)$			
1,30855	10,76	3,0	7,94	15,68
1,26300	9,96	3,8	6,21	16,52
1,24069	9,56	4,2	5,47	16,75
1,21914	9,17	4,59	4,74	16,61
1,19665	8,76	5,00	3,98	16,01

Из табл. 2 видно, что для каждой величины содержания  $^{232}Th$  в свежем топливе (50, 60 и 65%) имеется такое соотношение между содержанием оружейного плутония и  $^{237}Np$ , которое позволяет достичь максимальной степени денатурирования оружейного плутония – 22,5, 19,2 и 16,8% соответственно. Графически это показано на рис. 1.

Поскольку предполагается, что свежее топливо уже содержит оружейный плутоний, то требование по разбавлению  $^{233}U$  до 12% в смеси с  $^{238}U$  для выведения  $^{233}U$  из класса материалов прямого использования, не выглядит обязательным. Поэтому в табл. 3 приведены результаты, аналогичные табл. 2, но для соотношения  $^{233}U/^{238}U = 1/3$ .

Видно, что в этом случае возможно достижение даже большей степени денатурирования оружейного плутония (при 50, 60 и 65% содержания  $^{232}Th$  в свежем топливе доля  $^{238}Pu$  составляет 27,9, 24,6 и 23,3% соответственно). Графически это показано на рис. 2.

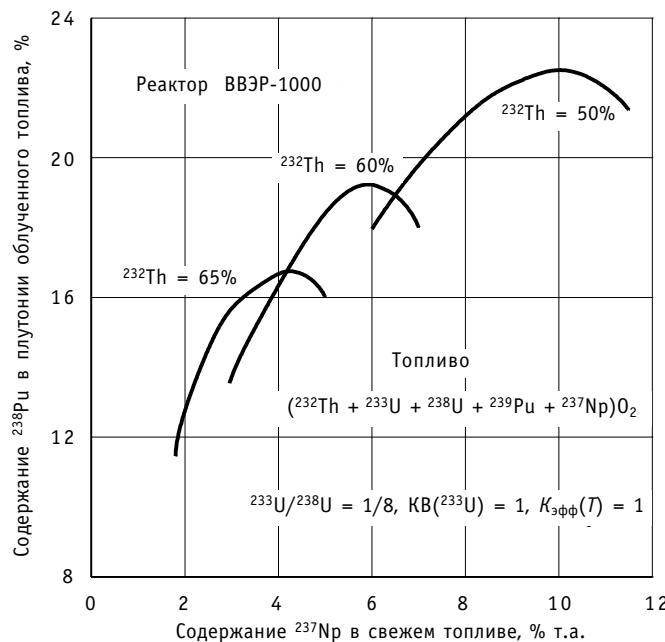


Рис.1. Зависимость степени денатурирования оружейного плутония в выгружаемом топливе реактора ВВЭР-1000 от содержания  $^{237}\text{Np}$  в свежем топливе при различной доле  $^{232}\text{Th}$  (соотношение  $^{233}\text{U}/^{238}\text{U} = 1/8$ )

Из представленных результатов можно заключить, что использование много-компонентного оксидного топлива  $(^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}-^{238}\text{U}-^{239}\text{Pu}-^{237}\text{Np})\text{O}_2$  позволяет за один цикл облучения добиться денатурирования оружейного плутония с содержанием в нем 17–28%  $^{238}\text{Pu}$ . Глубина выгорания топлива составляет 5–14% т.а.

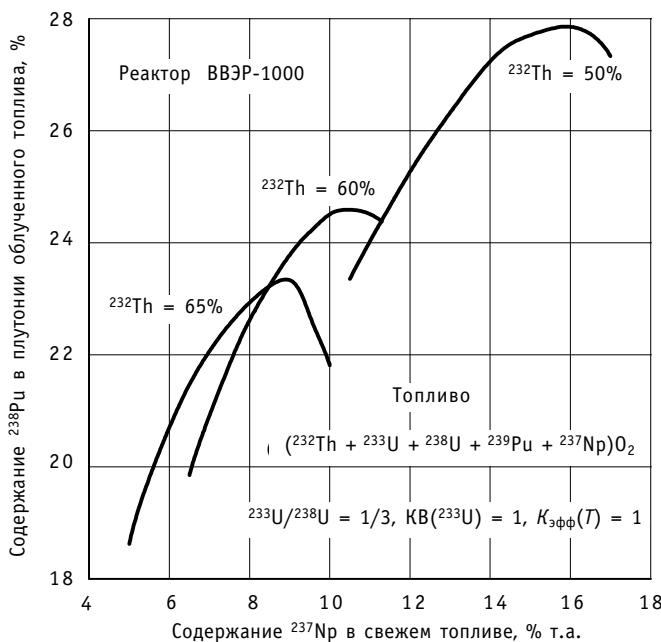


Рис.2. Зависимость степени денатурирования оружейного плутония в выгружаемом топливе реактора ВВЭР-1000 от содержания  $^{237}\text{Np}$  в свежем топливе при различной доле  $^{232}\text{Th}$  (соотношение  $^{233}\text{U}/^{238}\text{U} = 1/3$ )

Таблица 3

**Характеристики денатурирования оружейного  
плутония в равновесном топливном цикле (в свежем  
топливе  $^{233}\text{U}/^{238}\text{U} = 1/3$ )**

$K_{\text{эфф}}(0)$	Состав свежего топлива, % т.а.		Выгорание, % т.а.	$^{238}\text{Pu}/\text{Pu}$ , %
	$^{239}\text{Pu}$	$^{237}\text{Np}$		
	$(^{232}\text{Th} = 50\%, ^{233}\text{U} = 2,55\%, ^{238}\text{U} = 7,65\%)$			
1,26424	24,9	14,9	15,59	27,61
1,25152	24,4	15,4	14,91	27,73
1,23884	23,9	15,9	14,07	27,86
1,22621	23,4	16,4	13,25	27,77
1,21108	22,8	17,0	12,22	27,33
	$(^{232}\text{Th} = 60\%, ^{233}\text{U} = 2,7\%, ^{238}\text{U} = 8,1\%)$			
1,27671	19,5	9,7	12,47	24,33
1,26376	19,1	10,1	11,83	24,55
1,25087	18,7	10,5	11,18	24,59
1,23805	18,3	10,9	10,50	24,54
1,22528	17,9	11,3	9,76	24,38
	$(^{232}\text{Th} = 65\%, ^{233}\text{U} = 2,75\%, ^{238}\text{U} = 8,25\%)$			
1,31984	17,5	6,5	12,32	21,47
1,26295	16,0	8,0	9,92	22,93
1,22588	15,0	9,0	8,42	23,33
1,20751	14,5	9,5	7,46	22,69
1,18922	14,0	10,0	6,50	21,81

Зная загрузку активной зоны реактора ВВЭР-1000 (66 т), глубину выгорания топлива (около 4% т.а. за 3 года), долю оружейного плутония в топливе и глубину выгорания, нетрудно оценить, что в вариантах с максимальным денатурированием один реактор ВВЭР-1000 способен денатурировать около 1,5 т оружейного плутония в год. Эта величина слабо меняется от варианта к варианту, т.к. изменяющиеся доли оружейного плутония в топливе и его глубина выгорания взаимно компенсируют друг друга.

**Температурный коэффициент реактивности по теплоносителю**

Температурный коэффициент реактивности (TKP) теплоносителя оценивался по следующей формуле:

$$\text{TKP} = \left\{ K_{\text{эфф}} \left[ \gamma_{\text{T/H}}(t') \right] - K_{\text{эфф}} \left[ \gamma_{\text{T/H}}(t_{\text{ном}}) \right] \right\} / (t' - t_{\text{ном}}),$$

где  $K_{\text{эфф}}$  – эффективный коэффициент размножения нейтронов;  $\gamma_{\text{T/H}}(t_{\text{ном}})$  – плотность теплоносителя при номинальной температуре  $t_{\text{ном}}$ ;  $\gamma_{\text{T/H}}(t')$  – плотность теплоносителя при повышенной температуре  $t'$ . Отметим, что в расчетах разница температур теплоносителя  $\Delta t = t' - t_{\text{ном}}$  была выбрана так ( $\Delta t = 29^\circ$ ), чтобы уменьшение плотности теплоносителя составило 10% от его номинальной величины.

Известно, что значительное содержание МА (в данном случае,  $^{237}\text{Np}$ ) и плутония в топливе ухудшает TKP. Изменение TKP в зависимости от глубины выгорания топлива для традиционного уранового оксидного топлива с обогащением 4,4%  $^{235}\text{U}$  и для топлива, содержащего 50 и 65%  $^{232}\text{Th}$ , с отношением  $^{233}\text{U}/^{238}\text{U} = 1/8$  и  $1/3$  показано на рис. 3, из которого видно, что чем меньше содержание  $^{232}\text{Th}$  и  $^{238}\text{U}$  в свежем топливе, тем ближе к нулю значение TKP. Однако даже в предельном варианте с минимальным содержанием  $^{232}\text{Th}$  и  $^{238}\text{U}$  в свежем топливе TKP остается отрицательным в процессе выгорания, но его абсолютная величина в конце кампа-

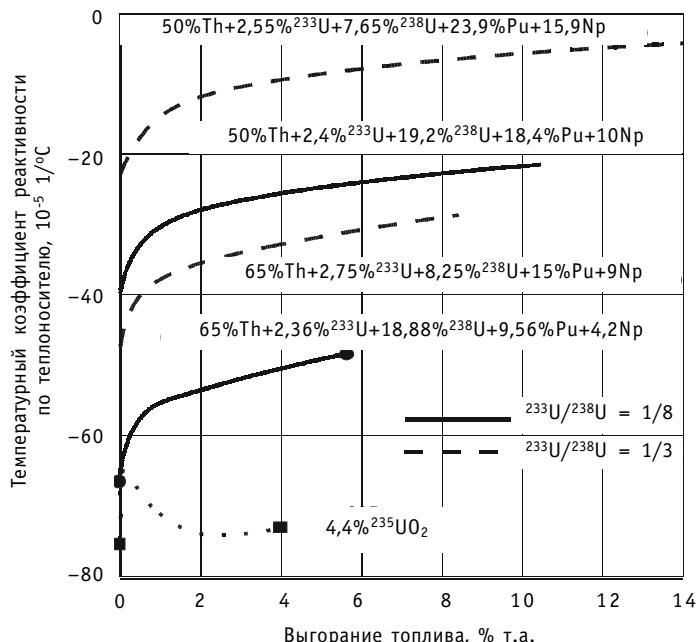


Рис.3. Зависимость ТКР от глубины выгорания топлива для традиционного уранового оксидного топлива (обогащение – 4,4%  $^{235}\text{U}$ ) и для топлива, содержащего 50 и 65%  $^{232}\text{Th}$  (соотношение  $^{233}\text{U}/^{238}\text{U} = 1/8$  и  $1/3$ )

НИИ в 25 раз меньше, чем аналогичная величина для традиционного уранового оксидного топлива. Отметим, что увеличение содержания  $^{235}\text{U}$  в топливе ухудшает ТКР.

В качестве примера в табл. 4 приведен состав свежего топлива (один из указанных на рис. 3) и изменение ТКР при увеличении содержания составляющих топлива на 1% т.а.

Таблица 4

**Состав топлива и чувствительность ТКР к увеличению содержания компонент топлива на 1 % т.а.  
( $\Delta \text{TKP} = -39,6 \cdot 10^{-5} 1/\text{^{\circ}C}$ )**

Нуклид	$^{232}\text{Th}$	$^{233}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{237}\text{Np}$
Состав топлива, %	50	2.4	19.2	18.4	10
$\Delta \text{TKP} / \Delta 1\% \text{т.а.}, 10^{-5} 1/\text{^{\circ}C}$	-0.20	+3.73	-0.13	+2.04	+0.76

### Переход к установившемуся топливному циклу

Рассмотрим процесс перехода к установившемуся топливному циклу. Перейти к использованию  $^{233}\text{U}$  можно, если в начале облучения применять оружейный плутоний в смеси с  $^{235}\text{U}$  или только оружейный плутоний в качестве делящегося материала. Дальнейшие расчеты выполнены с учетом соблюдения следующих условий. Начальный  $K_{\text{эфф}} = 1,256$ , конечный  $K_{\text{эфф}} = 1,000$ . Уран переносится из облученного в свежее топливо следующего цикла облучения. Содержание  $^{238}\text{U}$  подбиралось так, чтобы разбавить  $^{233}\text{U}$  в  $^{238}\text{U}$  до 12% и  $^{235}\text{U}$  в  $^{238}\text{U}$  до 20%, т.е. уран не должен быть материалом прямого использования, хотя присутствие оружейного плутония в топливе делает это условие необязательным.

Рассмотрим случай, когда в первом цикле облучения топливо содержит  $^{235}\text{U}$ , который в дальнейшем заменяется на  $^{233}\text{U}$ , накапливающийся в тории. При этом использовалась следующая схема расчета: содержание оружейного плутония в

Таблица 5

**Первые 6 циклов переходного процесса с использованием  $^{235}\text{U}$  в свежем топливе**

№	Выгорание, % т.а.	Состав свежего и облученного топлива, % т.а.								ТКР, $10^{-5}$ , $1/\text{^{\circ}C}$	$^{238}\text{Pu}/\text{Pu}$ , %
		$^{232}\text{Th}$	$^{233}\text{U}$	$^{234}\text{U}$	$^{235}\text{U}$	$^{236}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{237}\text{Np}$		
1	0	27,80	0	0	6,70	0	27,00	24,00	14,50	-15,8	0
	16,6	25,48	1,22	0,32	3,03	0,89	24,11	21,03	6,60	-0,5	26,8
2	0	33,29	1,22	0,32	3,03	0,89	24,11	24,00	13,14	-20,4	0
	15,3	30,81	1,72	0,55	1,53	1,06	21,52	20,61	6,24	-4,6	24,9
3	0	36,92	1,72	0,55	1,53	1,06	21,52	24,00	12,69	-22,4	0
	14,9	34,26	1,97	0,72	0,92	0,99	19,19	20,36	6,09	-6,3	24,3
4	0	37,18	1,97	0,72	0,92	0,99	21,60	24,00	12,62	-22,9	0
	14,8	34,52	2,06	0,84	0,69	0,86	19,24	20,32	6,04	-6,6	24,2
5	0	37,66	2,06	0,84	0,69	0,86	21,30	24,00	12,59	-23,1	0
	14,8	34,97	2,10	0,93	0,60	0,74	18,93	20,27	5,99	-6,8	24,2
6	0	37,77	2,10	0,93	0,60	0,74	21,20	24,00	12,66	-23,1	0
	14,9	35,07	2,11	0,92	0,56	0,63	18,88	20,30	5,99	-6,7	24,3

свежем топливе каждого цикла составляет 24%, а  $^{232}\text{Th}$  и  $^{237}\text{Np}$  пополняются так, чтобы обеспечить один и тот же начальный  $K_{\text{эфф}}$ . Из табл. 5 видно, что установившийся режим достигается примерно на шестом цикле облучения. Степень денатурирования оружейного плутония при этом составляет около 24%. В переходном процессе она еще выше. Выгорание топлива достигает 15% т.а., что примерно в 3 раза выше, чем у традиционного уранового оксидного топлива. Отметим, что в установившемся режиме доля четных изотопов в плутонии составляет более 40%, что представляет существенный барьер для использования такого материала в качестве оружейного.

Теперь рассмотрим переходный процесс без использования  $^{235}\text{U}$  в начальной загрузке. Применялась схема скорейшего выхода на равновесие. При этом содержание  $^{238}\text{U}$  и  $^{237}\text{Np}$  в свежем топливе принималось таким же, как в свежем топливе предыдущего цикла облучения, а  $^{232}\text{Th}$  и  $^{239}\text{Pu}$  пополнялись в свежем топливе в пропорции, обеспечивающей начальный  $K_{\text{эфф}} = 1,256$ . Из табл. 6 видно, что выйти на равновесный режим удалось уже в пятом цикле облучения. Степень денатурирования и глубина выгорания аналогичны предыдущему случаю. Отметим, что в конце первого цикла облучения ТКР существенно более отрицателен, чем в предыдущем случае. Это объясняется, прежде всего, отсутствием  $^{235}\text{U}$  в топливе.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе показано, что имеется принципиальная возможность достижения глубокого денатурирования оружейного плутония за один цикл его облучения в реакторе типа ВВЭР-1000 совместно с  $^{237}\text{Np}$ , используемом в качестве источника образования денатурирующего изотопа  $^{238}\text{Pu}$ . Содержание  $^{238}\text{Pu}$  в облученном плутонии достигает 25%. Это происходит в уран-ториевом топливном цикле, где накапливающийся делящийся изотоп  $^{233}\text{U}$  защищен от распространения путем его разбавления в  $^{238}\text{U}$ . Таким образом,  $^{238}\text{U}$  присутствует в топливе в минимально необходимом количестве. Соответственно накопление из него  $^{239}\text{Pu}$  также понижено, что способствует денатурированию оружейного плутония. Отметим, что в рассмотренных вариантах глубина выгорания облученного топлива составляет около 15% т.а. Это в 3 раза выше, чем у традиционного уранового оксидного топ-

Таблица 6

**Первые 6 циклов переходного процесса без использования  $^{235}\text{U}$  в свежем топливе**

№	Выго- рание, % т.а.	Состав свежего и облученного топлива, % т.а.								TKP, $10^{-5}$ 1/°C	$^{238}\text{Pu}/\text{Pu}$ , %
		$^{232}\text{Th}$	$^{233}\text{U}$	$^{234}\text{U}$	$^{235}\text{U}$	$^{236}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{237}\text{Np}$		
1	0	38,32	0	0	0	0	21,20	27,82	12,66	-25,5	0
	16,0	35,33	1,53	0,33	0,08	0,01	18,63	22,17	5,33	-6,2	23,1
2	0	39,35	1,53	0,33	0,08	0,01	21,20	24,84	12,66	-25,4	0
	14,9	36,50	1,96	0,57	0,22	0,04	18,78	20,66	5,69	-7,8	24,0
3	0	39,29	1,96	0,57	0,22	0,04	21,20	24,06	12,66	-24,9	0
	14,8	36,50	2,10	0,75	0,35	0,09	18,83	20,23	5,79	-7,8	24,3
4	0	39,02	2,10	0,75	0,35	0,09	21,20	23,83	12,66	-24,4	0
	14,8	36,24	2,14	0,87	0,44	0,14	18,83	20,09	5,79	-7,6	24,5
5	0	38,76	2,14	0,87	0,44	0,14	21,20	23,79	12,66	-24,0	0
	14,9	35,99	2,14	0,95	0,51	0,19	18,83	20,09	5,84	-7,3	24,5
6	0	38,54	2,14	0,95	0,51	0,19	21,20	23,79	12,66	-23,7	0
	14,9	35,79	2,14	1,00	0,55	0,24	18,83	20,09	5,84	-7,1	24,5

лива, а температурный коэффициент реактивности теплоносителя остается отрицательным, хотя и существенно меньшим по абсолютной величине, чем у традиционного топлива.

### Литература

1. IAEA Safeguards: Aims, Limitations and Achievements, IAEA/SG/INF/4, IAEA, Vienna, 1983.
2. The Physical Protection of Nuclear Materials, INF/CIRC/225/Rev.2, IAEA, Vienna, 1989.
3. Volpi A.De. Denaturing fissile materials//Progress in Nuclear Energy. – 1982. – V. 10. – № 2. – P. 161-219.
4. Куликов Г.Г., Шмелев А.Н., Артисюк В.В., Аксэ В.А. О радиационных характеристиках плутония и урана-233, важных с точки зрения проблемы нераспространения//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2003. – № 3. – С. 94-104.
5. Aghara S.K., Beard C.A. Feasibility study of a proliferation-resistant fuel form for plutonium recycling//Nuclear Technology. – January 2002. – V. 137. – № 1. – P. 1-9.
6. Weaver K.D., Herrin J.S. Performance of thorium-based mixed-oxide fuels for the consumption of plutonium in current and advanced reactors//Nuclear Technology. – July 2003. – V. 143. – № 1. – P. 22-36.
7. Dziadosz D., Ake T.N., Saglam M., Saptya J.J. Weapons-grade plutonium-thorium PWR assembly design and core safety analysis//Nuclear Technology. – July 2004. – V. 147. – № 1. – P. 69-83.
8. MacDonald P.E., Lee C.B. Use of thoria-urania fuels in PWRs: a general review of a NERI project to assess feasible core designs, economics, fabrication methods, in-pile thermal/mechanical behavior, and waste form characteristics//Nuclear Technology. – July 2004. – V. 147. – № 1. – P. 1-7.
9. Shwageraus E., Hejzlar P., Kazimi M.S. Use of thorium for transmutation of plutonium and minor actinides in PWRs//Nuclear Technology. – July 2004. – V. 147. – № 1. – P. 53-68.
10. SCALE 4.3: Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses of Licensing Evaluation for Workstations and Personal Computers. – NUREG/CR-0200, ORNL/NUREG/CSD-2/R5, Oak Ridge National Laboratory, January 1997.
11. Greene J., Lucius J.L., Petrie L.M., et al. AMPX: A Modular Code System for Generating Coupled Multi-Group Neutron-Gamma Libraries from ENDF/B. – ORNL Report, ORNL/TM-3706, March 1976.
12. Forsberg A.A. et al. Definition of Weapon-Usable Uranium-233. – ORNL Report, ORNL/TM-13517, March 1998.

Поступила в редакцию 3.11.2004

# К ВОПРОСУ О РЕЗОНАНСНОЙ САМОЭКРАНИРОВКЕ СЕЧЕНИЙ ЗАХВАТА И ДЕЛЕНИЯ УРАНА-235

**О.Н. Павлова\*, В.А. Дулин\*\***

\**Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,  
г. Обнинск*  
\*\**ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*



В экспериментах на быстрой критической сборке со смягченным спектром БФС-79-5 была обнаружена необычная зависимость реактивности вносимых образцов урана-235 с обогащением 90% – при малых размерах их реактивность становилась отрицательной. Анализ этой зависимости показал, что расчетное описание эксперимента удается достигнуть с помощью констант БНАБ-93 при следующих условиях:

- факторы резонансной самоэкранировки радиационного захвата должны быть значительно меньше при малых значениях сечения разбавления  $\sigma_0'$ ;
- групповые сечения захвата нейтронов в резонансной области энергий должны быть заметно больше, в соответствии с последними микроскопическими экспериментами.

## ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТА

При проведении экспериментов по возмущению критичности, путем внесения образцов различных размеров в критическую конфигурацию из высокообогащенного урана и диоксида кремния на Большом физическом стенде (сборка БФС-79-5) были получены данные, которые резко отличались от результатов расчетов, получаемых с помощью обоснованной к тому времени расчетной модели. Весь предыдущий опыт хорошего совпадения результатов экспериментов и расчетов с использованием этой модели [1-3] говорит о том, что, в принципе, неправильное описание экспериментальных зависимостей возможно связано не с недостатками модели как таковыми, а с неточностью ядерных данных для  $^{235}\text{U}$  в резонансной области.

Оказалось, что реактивность, вносимая образцами  $^{235}\text{U}$  с обогащением ~90% и толщинами, лежащими в диапазоне 0.31-0.62 мм, становится отрицательной (см. рис. 1). С увеличением же толщины образца до 1.24-5 мм реактивность становилась стандартной (положительной).

Конечно, в первую очередь, эффект отрицательной реактивности тонких образцов связан с необычным составом и конфигурацией активной зоны. Она состояла из вертикально расположенной матрицы алюминиевых труб внешним диаметром 50 мм и толщиной стенок 1 мм, установленных в гексагональной решетке с шагом 51 мм (обычная конфигурация стенда БФС).

В трубы были помещены таблетки металлического урана с обогащением 90.1%, внешним диаметром 46 мм и толщиной 5 мм (весом 148 г), в алюминиевой оболочке

© О.Н. Павлова, В.А. Дулин, 2005

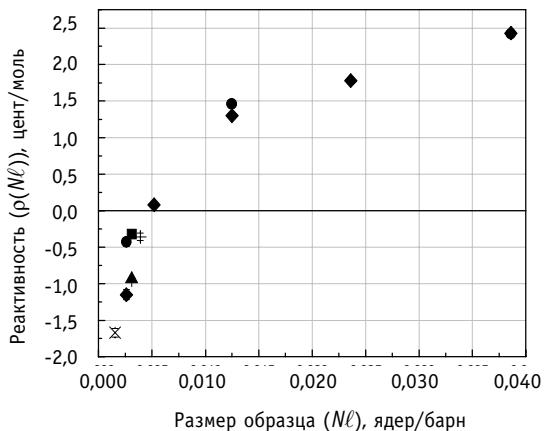


Рис. 1. Экспериментальные значения реактивности образцов урана:  $\oplus$  диск U ( $\varepsilon^5 = 89.7 \%$ ) против  $\text{SiO}_2$ ;  $\otimes$  диск U ( $\varepsilon^5 = 89.7 \%$ ) против U;  $\square$  цилиндр U ( $\varepsilon^5 = 88.6 \%$ ) против  $\text{SiO}_2$ ;  $\circledcirc$  цилиндр U ( $\varepsilon^5 = 88.6 \%$ ) против U;  $\triangleleft$  диск  $\text{UO}_2$  ( $\varepsilon^5 = 36.7 \%$ ) против  $\text{SiO}_2$ ;  $\triangleright$  диск U ( $\varepsilon^5 = 90.1 \%$ ) против  $\text{SiO}_2$

ка толщиной 5 мм, именно такие таблетки входили в состав элементарной ячейки.

Описываемый эффект оказался столь необычным, что в многократных экспериментах была проведена тщательная проверка с использованием таблеток не только металлического урана, но и образцов двуокиси урана с близким обогащением. Обнаруженный эффект не может вызывать сомнения.

## РАСЧЕТЫ ЯЧЕЙКИ

Была написана программа расчета слоевых потоков и ценностей в интегрально-транспортном приближении. В целом, за некоторым отличием, она основана на модели использованной при создании программы HETERA\_M [4, 8], и других программ, например, японской программы SLAROM [10]. Отличие состояло в переопределении сечений упругого замедления посредством введения коэффициентов  $BJ_{\text{гет}}$  после получения гетерогенных потоков и последующей итерационной процедуре. Результат расчета таких гетерогенных групповых потоков и ценностей хорошо совпал с расчетом  $\Phi_{\text{гет}}^{M.K}$  и  $\Phi_{\text{гет}}^{+M.K}$  методом Монте-Карло в области энергий выше 1 эВ (см. рис. 2 а).

Здесь следует вернуться к описанию эксперимента и уточнить состав элементарной ячейки. Наличие каждого третьего стержня без таблеток урана учитывалось добавлением к семи таблеткам  $\text{SiO}_2$ , входящим в состав элементарной ячейки, еще четырех, чтобы в среднем в ячейке на одну таблетку урана приходилось 11 таблеток  $\text{SiO}_2$  (11 слоев). Но поскольку измерения проводились в полости, образованной удалением трубы с ураном, то дискообразные образцы оказывались в окружении трех стержней с ураном и трех без урана. Исходя из этой геометрии, также был произведен расчет ячейки с 14 таблетками  $\text{SiO}_2$  (14 слоев).

При проведении расчетов было установлено, что максимум захвата нейтронов ядрами  $^{235}\text{U}$  при спектре сборки БФС-79-5 приходится на интервал энергий 5-500 эВ. Кстати, эта область энергий играет сравнительно небольшую роль как в реакторах на быстрых, так и на тепловых нейтронах, и поэтому ранее не подвергалась серьезной проверке в макроскопических экспериментах.

толщиной 0.3 мм и таблетки  $\text{SiO}_2$  толщиной 20 мм. На две таких «топливных» трубы приходится одна труба, заполненная целиком таблетками  $\text{SiO}_2$ .

На рис. 1 приведены результаты измерений коэффициентов реактивности образцов, нормированные на единицу. Образцами служили либо полые цилиндры урана с внешним диаметром 6 мм и толщиной стенок 0.2 мм, помещавшиеся в межтрубные зазоры регулярной решетки труб, либо таблетки (диски) металлического урана диаметром 46 мм и весом 8 г (толщиной 0.3 мм). Увеличение  $N\ell$  достигалось сложением двух, пяти и десяти таблеток (дисков) урана. Образец наибольшего размера – таблет-

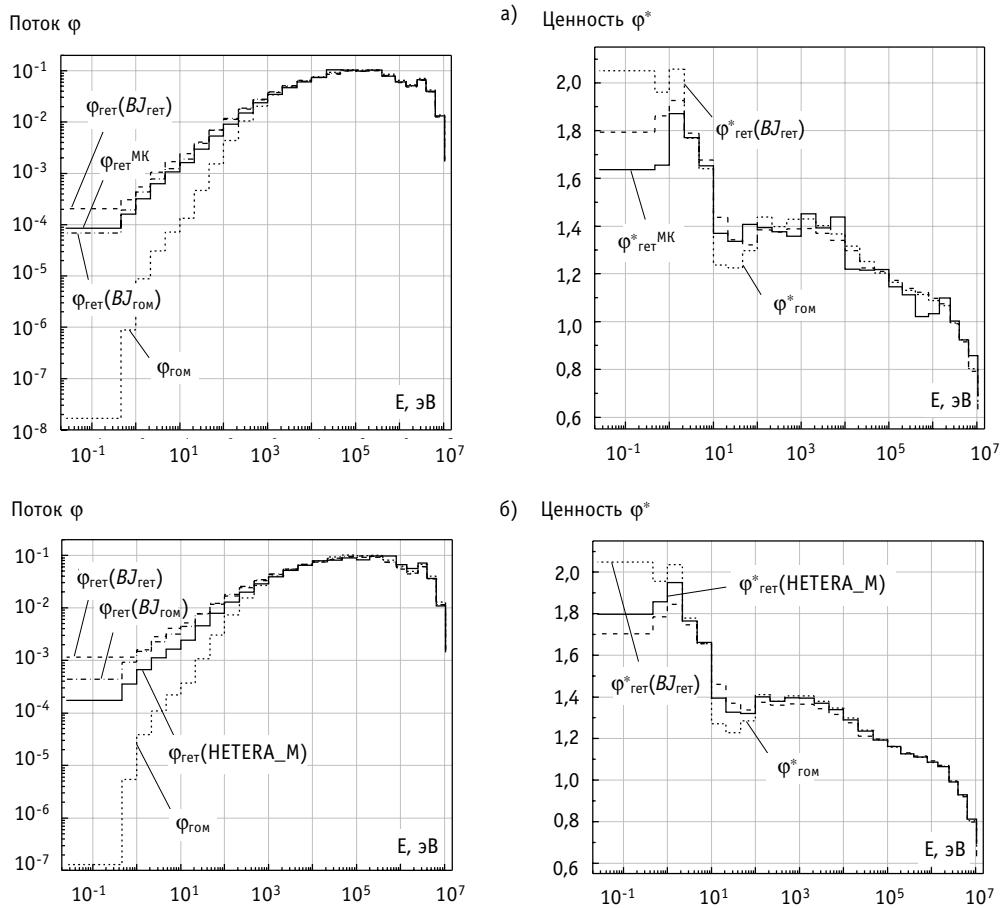


Рис. 2. Сравнение потоков и ценностей, рассчитанных по различным программам для двух видов состава ячейки: а) 11 слоев; б) 14 слоев  $\text{SiO}_2$

### УЧЕТ КОНЕЧНЫХ РАЗМЕРОВ ОБРАЗЦОВ

Выражение для среднего по всем слоям (гетерогенного) возмущения реактивности первого порядка в интегрально-транспортном приближении (для бесконечно тонких образцов) имеет следующий вид [3]:

$$\langle \rho_R \rangle = \sum_{n=1}^M t_n \sum_{j=1}^{26} \left[ -\left( \bar{\sigma}_{fRn}^j + \bar{\sigma}_{cRn}^j \right) \Psi_n^{+j} + \frac{v_R^j \bar{\sigma}_{fRn}^j}{k_{eff,h}} \sum_{i=1}^{26} \chi_i^j \Psi_n^{+i} + \sum_{i=j}^{11} \sigma_{inRn}^{j \rightarrow i} \left( \Psi_n^{+i} - \Psi_n^{+j} \right) + \bar{\sigma}_{(l)Rn}^j b^j \left( \Psi_n^{+j+1} - \Psi_n^{+j} \right) \right] \Phi_n^j, \quad (1)$$

где  $\Psi_m^{+j}$  – ценность вносимого в слой  $m$  ячейки нейтрона группы  $j$ ;  $\bar{\sigma}_{xRn}^j = \sigma_{xRn}^j \cdot f_{xRn}^j (\sigma_{0n}^j)$  – блокированные в слое  $n$  ячейки сечения для реакции типа  $x$  элемента  $R$ ;  $f_{xRn}^j (\sigma_{0n}^j)$  – факторы резонансной самоэкранировки БНАБ [7] для сечений разбавления  $\sigma_{0n}^j$  в слое  $n$  ячейки;  $t_n = \frac{x_n}{\sum x_n}$  – удельная толщина слоя.

Для образцов конечных размеров в выражении (1) вместо потока нейронов  $\Phi_n^j$  следует использовать  $\Phi_n^{j,l}(N\ell)$  – поток в слое  $n$ , возмущенный образцом размера  $\ell$  с плотностью ядер в образце  $N$ , где  $\ell = 4V/S$  – средняя хорда, а сечения будут блоки-

рованы на величину  $d_x^j(N\ell, \sigma_{0n}^j)$  (подробнее см. [3]).

Для дальнейшего обсуждения основные составляющие реактивности, отвечающие поглощению и рождению нейтронов, в выражении (1) удобно представить в виде:

$$\langle \rho_R(N\ell)_{\text{очн}} \rangle = \langle \sigma_f^5(N\ell) \rangle \left[ \frac{\langle v^5 \rangle}{k_{\text{eff},h}} \langle \varphi_\chi^+ \rangle - \langle 1 + \alpha^5(N\ell) \rangle \langle \varphi_a^+ \rangle \right], \quad (2)$$

где  $\langle \rangle$  – символ усреднения по местоположению образца и группе.

Для проверки программного комплекса были произведены расчеты критических сборок БФС-26 [1] и КБР-3 [5], в которых возмущение критичности производилось теми же образцами (дисками высокообогащенного урана). Сравнение расчета и эксперимента проведено на рис. 3. Составы сборок сильно отличались. Сборка БФС-26 состояла из тех же «толстых» таблеток урана, что и БФС-79-5, но вместо  $\text{SiO}_2$  там находились железо, алюминий и графит. Зависимость групповых ценностей была близка к данным рис. 2, но спектр содержал заметно меньше нейтронов ниже 1 кэВ. Эти расчетные зависимости совпадают с результатами, полученными другими авторами для этих критсборок [1, 5, 9]. Исходя из этого, можно сделать вывод, что данный расчетный комплекс достаточно хорошо описывает экспериментальные зависимости КР от размеров вводимых образцов в предыдущих критсборках.

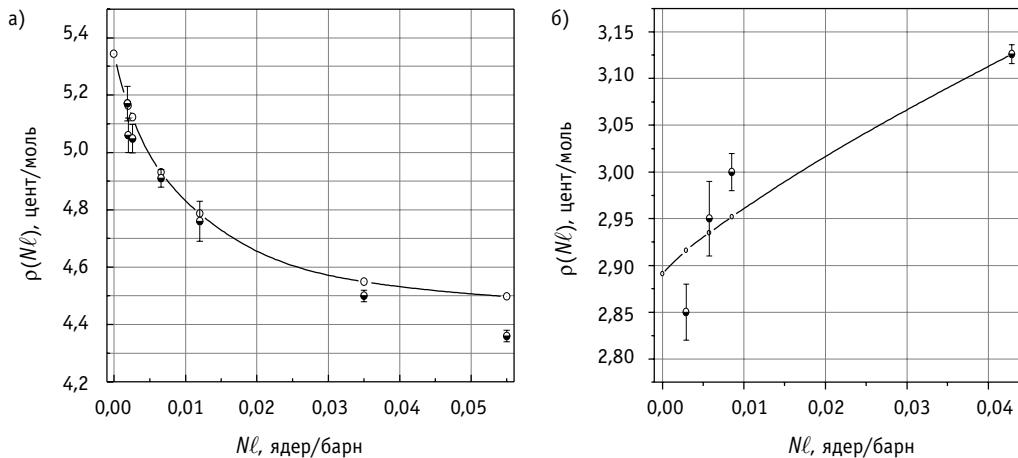


Рис. 3. Экспериментальные и расчетные зависимости коэффициента реактивности от размеров  $N\ell$  вводимых образцов U с обогащением 89,7% для различных критсборок: а) КБР-3; б) БФС-26

### АНАЛИЗ РАСХОЖДЕНИЯ РАСЧЕТНЫХ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ЗНАЧЕНИЙ

Из рис. 1. видно, что зависимость коэффициента реактивности от размеров вводимого образца урана резко спадает с уменьшением его толщины. Первые расчеты с использованием констант БНАБ-78 и 93 показали, что расчетная зависимость коэффициента реактивности имеет принципиально иной характер (см. рис. 4а). Поскольку для тонких образцов ( $\sigma_0 \approx 400$  барн) эффект самоэкранировки относительно мал ( $f_{c,f} \approx 1$ ) и экспериментальное значение реактивности имеет отрицательную величину, а для «толстых» – положительную, то, очевидно, здесь важны величины коэффициентов самоэкранировки.

Величина сечения деления  $^{235}\text{U}$  известна с достаточно хорошей точностью 2–3%. Варьирование же данных по захвату  $^{235}\text{U}$  представляется возможным в более широких пределах. Указание на возможное увеличение захвата было получено при иссле-

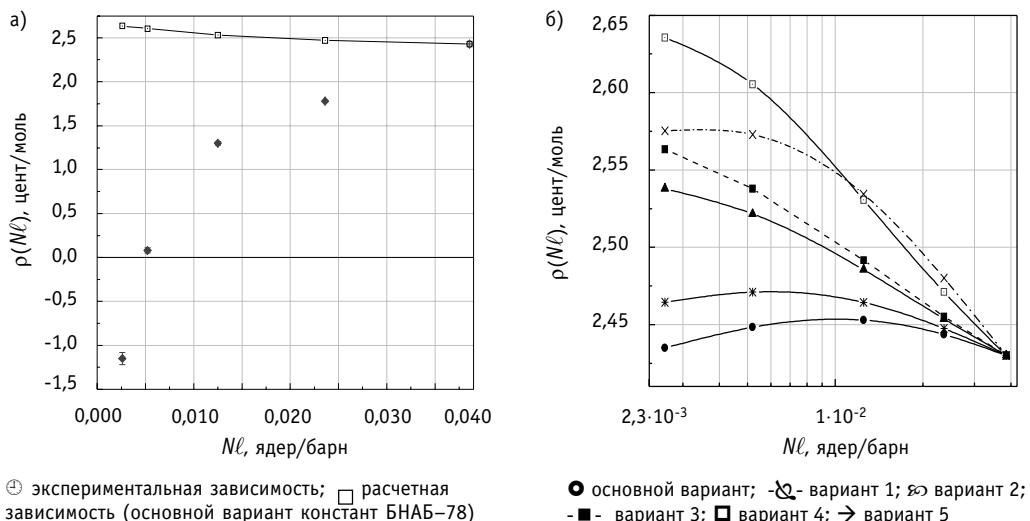


Рис. 4. Зависимости реактивности от размеров образцов  $U^{235}$  с обогащением 89,7%, расположенных против слоя с  $SiO_2$  для разных вариантов изменений ядерных констант; зависимости отнормированы на результат самой большой толщины образца; шкала рис. 4 б) растянута по вертикали

довании свойств гомогенных растворных реакторов на обогащенном уране Т.Т. Ивановой (кандидатская диссертация). В этой работе рассматриваются случаи для сечений разбавления  $^{235}U$ , лежащих в интервале  $10^2$ – $10^4$  барн. Ею было предложено возможное увеличение сечения захвата в библиотеке БНАБ-93 до 10% для энергий в районе  $1$ – $10^3$  эВ. Там же показано, что оцененные ядерные сечения захвата  $^{235}U$  из различных библиотек имеют большой разброс.

В пользу предположения об увеличении групповых сечений захвата в резонансной области говорят и недавние результаты микроскопических экспериментов [6]. Экспериментальные данные (см. второй столбец табл. 1) величины альфа оказываются выше значений, принятых в БНАБ-93 (см. третий столбец табл. 1). Кроме того, данные табл. 1 (см. пятый столбец) прямо указывают на значительно меньшую величину факторов резонансной самоэкранировки захватов по сравнению с факторами деления.

Таблица 1

**Экспериментальные значения величины альфа ( $\alpha = \sigma_c / \sigma_f$ ) для  $^{235}U$  [6]**

Энергия (эВ)	$\alpha(0)$	$\alpha(0)$ БНАБ-93	$\alpha(0.5 \text{ мм})$	$\alpha(0.5 \text{ мм})/\alpha(0)$
1000 – 465	$0.49 \pm 0.05$	0.44	$0.29 \pm 0.06$	$0.59 \pm 0.14$
465 – 215	$0.45 \pm 0.05$	0.43	$0.28 \pm 0.06$	$0.62 \pm 0.15$
215 – 100	$0.75 \pm 0.07$	0.59	$0.48 \pm 0.10$	$0.64 \pm 0.15$
100 – 46.5	$0.66 \pm 0.06$	0.48	$0.45 \pm 0.10$	$0.68 \pm 0.16$
46.5 – 21.5	$0.78 \pm 0.07$	0.61	$0.53 \pm 0.11$	$0.68 \pm 0.15$
21.5 – 10.0	$1.02 \pm 0.08$	0.92	$0.53 \pm 0.12$	$0.52 \pm 0.12$
10.0 – 4.65	$1.17 \pm 0.08$	0.79	$0.67 \pm 0.15$	$0.57 \pm 0.13$

## ИЗУЧЕНИЕ ВАРИАНТОВ ВОЗМОЖНЫХ СМЕЩЕНИЙ ЯДЕРНЫХ КОНСТАНТ

Исходя из экспериментальных результатов, первое, что логично было бы предпринять по изменению констант – это увеличить значения групповых сечений захвата, и вместе с этим уменьшить (по сравнению с единицей) их факторы резонансной самоэкранировки вблизи ( $\sigma_0 \approx 25$  барн).

Факторы резонансной самоэкранировки деления следует приблизить к единице при тех же  $\sigma_0$ . Такое изменение при удачной комбинации может не изменить спектр нейтронов сборки и увеличить ценность нейтронов в резонансной области энергий, т.е. увеличить (по модулю) величину  $\langle \rho_a \rangle = -\langle 1 + \alpha^5(N\ell) \rangle \langle \varphi_a^+ \rangle$  по сравнению с  $\langle \rho_f \rangle$  в (2), и в результате дать  $\langle \rho_R(N\ell)_{\text{очн}} \rangle < 0$ .

Все изменения факторов самоэкранировки и групповых сечений проводились в резонансной области энергий (11-23 группах в 26-групповой системе констант). За основу была взята система констант БНАБ-78, при этом были произведены полные расчеты по вышеописанной программе с помощью ядерных данных, измененных по следующим вариантам.

1. В первой подгруппе всех групп сечение захвата увеличивалось в 2 раза (другими словами, увеличивалась высота резонанса), тогда как в остальных подгруппах сечения захвата уменьшались таким образом, чтобы групповые сечения захвата оставались неизменным. Вместе с этим сечение деления в первой подгруппе наоборот уменьшалось в 2 раза так, чтобы групповое сечение деления также оставалось неизменным. Такая корректировка ядерных данных никак не отражается на групповых константах, при этом факторы самоэкранировки деления возрастают, а факторы самоэкранировки захвата падают.

2. В первой подгруппе сечения захвата и деления изменялись так же, как и в предыдущем случае, но при этом сечение захвата не нормировалось на старое. Такой сдвиг данных уже влияет на групповые константы, а именно, приводит к возрастанию группового сечения захвата на 8–80%, и полного на 0.5–20% в зависимости от номера группы. В этом случае факторы самоэкранировки захвата и деления меняются таким же образом, как это было описано в варианте 1.

3. В первой подгруппе уменьшалась величина  $a^{1j}$  в 2 раза (другими словами, сужалась ширина подгруппы), а все подгрупповые сечения пересчитывались так, чтобы групповые сечения оставались неизменным. Это изменение влияло только на факторы самоэкранировки.

4. В первой подгруппе уменьшалось значение величины  $a^{1j}$ , как и в предыдущем варианте, при этом факторы самоэкранировки деления и факторы самоэкранировки захвата изменялись как и ранее. Сечения сдвигались подобно варианту 1.

5. Последний вариант сочетал в себе вариант 3 (изменение  $a^{1j}$ ) и вариант 2 (изменение групповых сечений). Тогда в зависимости от номера группы сечение захвата возрастало на 5–62%, а полное на 0.3–15%.

Очевидно (см. рис. 4 б), что рассмотренные изменения не привели к каким-либо значительным улучшениям в описании эксперимента. Действительно, даже наибольшее изменение расчетной кривой  $\rho(N\ell)$  не превышает 10%.

Подгрупповые параметры в системе ядерных констант БНАБ устроены таким образом, что ширины подгрупп  $a^{1j}$  для всех типов реакций (захвата, деления и упругого рассеяния) одинаковы, поэтому любое изменение подгрупповых параметров приводит к практически одинаковым изменениям факторов резонансной самоэкранировки, не зависимой от величины сечения разбивления. Эксперимент выявил сильную зависимость коэффициентов реактивности от размеров вводимых образцов (сечений

разбавления), значит, для его описания и факторы  $f_c(\sigma_0)$  и  $f_f(\sigma_0)$  должны меняться по-разному при изменении сечений разбавления  $\sigma_0$ .

Все дальнейшие вычисления проводились в следующем направлении:

- значения групповых сечений захвата увеличивались в области энергий 1 эВ – 1 кэВ, тогда как их факторы резонансной самоэкранировки более заметно уменьшались для сечения разбавления около 25 барн (этот диапазон является характерным для таблеток  $^{235}\text{U}$  в ячейках данной критсборки), а для сечения разбавления >100 барн, наоборот, увеличивались. Это приводило к увеличению величины  $\langle \varphi_a^+ \rangle$  (см. (2)) и  $\alpha^5(N\ell)$  для величин  $N\ell < 0.005$  ( $\sigma_0 > 200$  барн).

- величины факторов резонансной самоэкранировки деления несколько увеличивались в области  $\sigma_0 > 10$  барн, тем самым, увеличивая ценность  $\langle \varphi_a^+ \rangle$ ; в целом это приводило к существенному увеличению (по модулю) отрицательной составляющей реактивности (2).

На данном этапе было рассмотрено два варианта изменения констант: с изменением факторов резонансной самоэкранировки захвата и деления и группового сечения захвата; и без его изменения (рис. 5). Разумное совпадение с видом экспериментальной кривой было достигнуто только для первого случая (рис. 6 и 7 а).

Здесь следует отметить, что этому совпадению способствовало не только изменение потока и ценности, но и увеличение значения гетерогенного эффективного коэффициента размножения  $k_{eff..h}$ . Из (1) и (2) видно, что компонента реактивности, отвечающая рождению нейтронов, обратно пропорциональна величине  $k_{eff..h}$ , и следовательно, чем больше  $k_{eff..h}$  единицы, тем меньше вклад рождения относительно поглощения.

На рис. 7(2) приведены соответствующие табл. 2 расчеты  $\rho(N\ell)$ . Они несколько хуже описывают эксперимент, однако у нас нет уверенности, что ячеекные расчеты  $k_{eff..h}$  (расчеты для голого реактора) соответствуют реальной геометрии сборки. В действительности на границе активной зоны и отражателя имелось некоторое количество полиэтилена. Поэтому нельзя утверждать, что  $k_{eff..h}$ , рассчитанное для ячейки, не может превышать единицы.

В результате проведения расчетов был выбран поправленный вариант изменения ядерных данных с точки зрения описания рассматриваемого эксперимента. На рис. 8, как типичный пример, показан сдвиг для факторов резонансной самоэкранировки

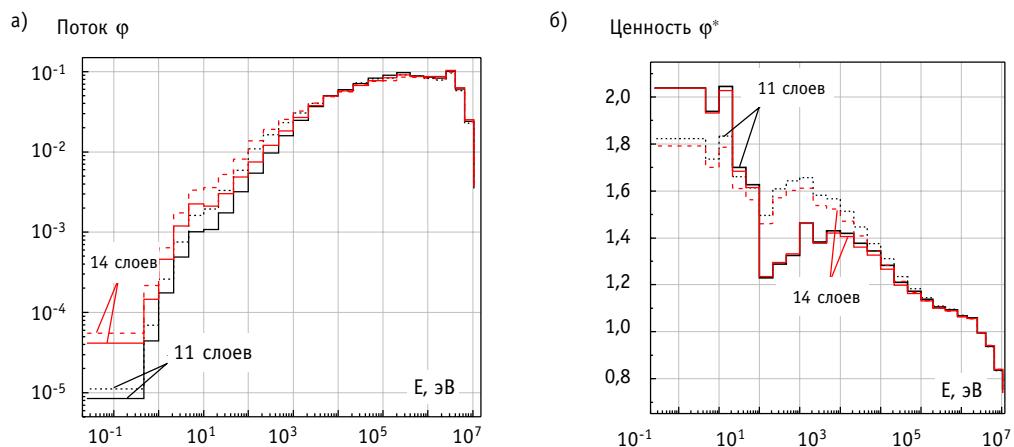


Рис. 5. Сравнение потоков и ценностей в слое с  $^{235}\text{U}$ , рассчитанных для двух видов состава ячейки: пунктирными линиями обозначены потоки и ценности, рассчитанные по измененным (поправленным) константам; сплошные линии соответствуют расчету по основному варианту констант

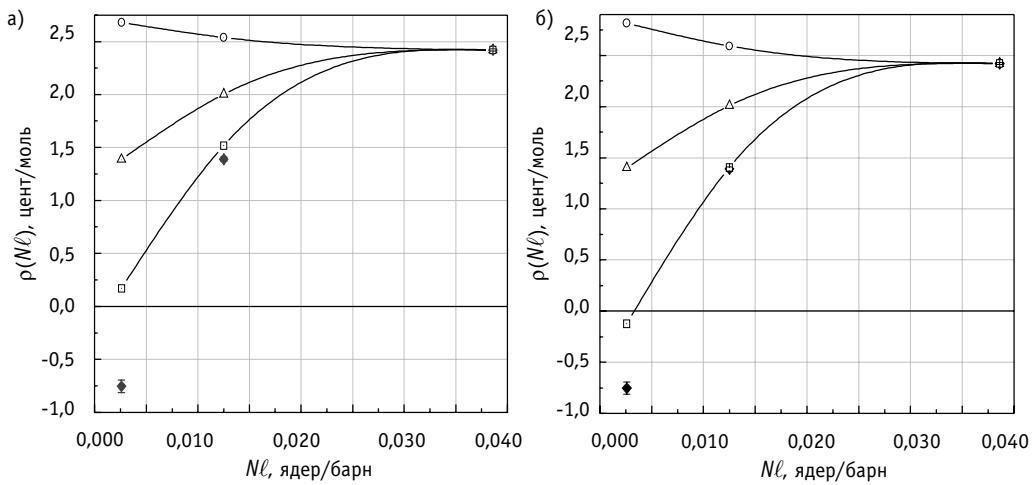


Рис. 6. Сравнение зависимости реактивности от размеров образцов  $U^{235}$  с обогащением 89,7%, расположенных против слоя с  $U^{235}$ , рассчитанные для двух видов состава ячейки: а) 11 слоев; б) 14 слоев  $SiO_2$ :  $\odot$  экспериментальная зависимость;  $\bullet$  основной вариант (БНАБ-78);  $\square$  изменены блокировки;  $\blacklozenge$  изменены блокировки и сечение захвата

захвата и деления относительно стандартных систем констант БНАБ в 18 и 21 энергетических группах.

Показательным является тот факт, что после выполнения расчетов (рис. 6. и 7.), нами было проведено сравнение отклонений поправленного варианта и данных работы [6] (последний столбец табл. 3). В среднем отклонение сечений поправленного варианта в области энергий 5 эВ – 1 кэВ от БНАБ составило 21% (последний столбец табл. 3), а данных [6] ( $23 \pm 11$ )% (см. также табл. 1).

Таблица 2  
**Эффективный коэффициент  
 размножения для бесконечной среды  
 и гетерогенного случая, и утечка  
 для двух видов составов ячейки  
 зависимости от варианта изменения  
 ядерных констант**

Число слоев $SiO_2$		$k_{sc}$ :	$B^2$	$k_{eff,h}$
Основной вариант	11	1,664	$9,302 \cdot 10^{-4}$	1,0070
	14	1,629	$8,043 \cdot 10^{-4}$	1,0067
Изменены блокировки	11	1,664	$9,302 \cdot 10^{-4}$	1,0858
	14	1,629	$8,043 \cdot 10^{-4}$	1,0983
Изменены блокировки и сечение захвата	11	1,597	$8,664 \cdot 10^{-4}$	1,1269
	14	1,557	$7,380 \cdot 10^{-4}$	1,1456
Изменены блокировки и сечение захвата	11	1,597	$10,800 \cdot 10^{-4}$	1,0072
	14	1,557	$9,600 \cdot 10^{-4}$	1,0060

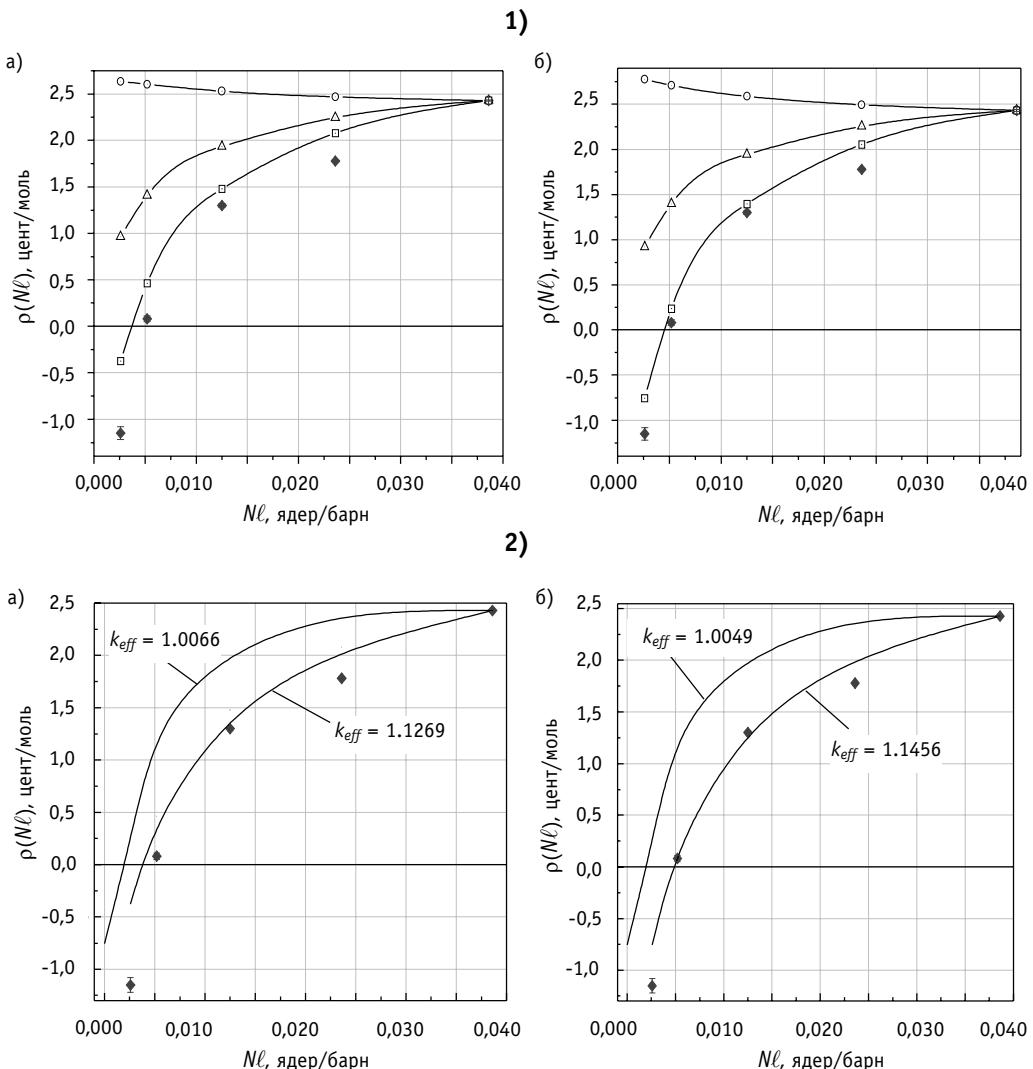


Рис. 7. Сравнение зависимости реактивности от размеров образцов  $\text{U}^{235}$  с обогащением 89.7%, расположенных против слоя с  $\text{SiO}_2$ , рассчитанные для двух видов состава ячейки: а) 11 слоев; б) 14 слоев  $\text{SiO}_2$ ; 2) – расчетные зависимости реактивности, рассчитанные по измененным (поправленным) константам для двух значений эффективного коэффициента размножения;  $\oplus$  экспериментальная зависимость;  $\bullet$  основной вариант (БНАБ–78);  $\square$  изменины блокировки;  $\bowtie$  изменины блокировки и сечение захвата

Расчеты показали, что для описания эксперимента необходимо, чтобы энергетические зависимости потока и ценности лежали выше в резонансной области. Поскольку в ячейке с 14 слоями  $\text{SiO}_2$  поток и ценность нейтронов мягче (см. рис. 5), то и расчетные значения для этого состава ячейки ближе к экспериментальной зависимости. В принципе для быстрых сборок БФС измеренный спектр (см., например, [5]) всегда содержал больше нейтронов в области малых энергий, чем расчеты по всем версиям системы БНАБ.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Эта работа демонстрирует необходимость совершенствования знаний по резонансной структуре сечений захвата  $^{235}\text{U}$  в области малых энергий и малых  $\sigma_0$ . Конечно, изложенное и обоснованное выше объяснение не единственное. Все же показатель-

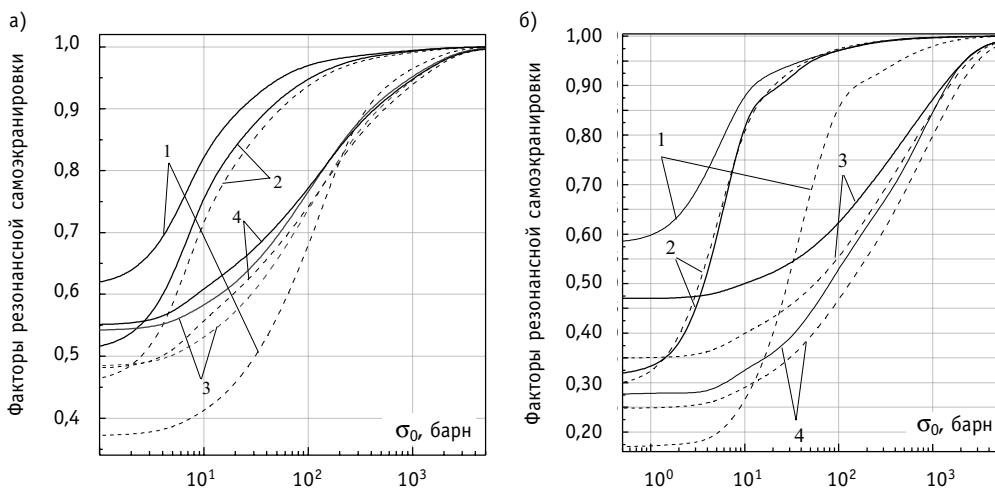


Рис. 8. Факторы резонансной самоэкранировки захвата и деления  $U^{235}$  при температуре 300 К для различных систем констант в 18 и 21 энергетических группах: —  $f_r$ ; - -  $f_c$ ; 1 – поправленный вариант; 2 – БНАБ-93; 3 – БНАБ-78; 4 – БНАБ-64

ной является неудача использования подгруппового представления для объяснения эксперимента. Вероятно, здесь неприменимо приближение узких резонансов, а также возможно играет роль заметное различие в форме делительных и захватных резонансов  $^{235}\text{U}$ , т.е. в зависимости возбуждений, соответствующих процессам деления и захвата от энергии нейтрона.

Желательно проведение специализированных экспериментов по уточнению величины  $a$  для  $^{235}\text{U}$  в резонансной области энергий для образцов больших размеров.

По-видимому, имеет смысл использование мультигруппового приближения и последних микроданных по  $^{235}\text{U}$ . В настоящее время производится оценка таких мультигрупповых смещений.

Таблица 3

**Величина**  
 $\delta\sigma = (\sigma_c \text{ поправлен.} - \sigma_c \text{ БНАБ}) / \sigma_c \text{ БНАБ}$

$t = 0.03 \text{ мм}$					
G	$E_n$	$\delta\sigma_c \%$ (БНАБ-78)	$\delta\sigma_c \%$ (БНАБ-64)	$\delta\sigma_c \%$ (БНАБ-93)	$\delta\sigma_c \%^*$ [6]
11	10.0 – 21.5 кэВ	4	-26	1	-
12	4.65 – 10.0 кэВ	12	-34	1	-
13	2.15 – 4.65 кэВ	24	-26	2	-
14	1.0 – 2.15 кэВ	22	-10	4	-
15	465 – 1000 эВ	25	-10	5	11
16	215 – 465 эВ	29	-1	7	5
17	100 – 215 эВ	29	15	12	27
18	46.5 – 100 эВ	32	-5	16	28
19	21.5 – 46.5 эВ	12	-0.2	25	11
20	10.0 – 21.5 эВ	20	-4	44	28
21	4.65 – 10.0 эВ	15	-2	37	48
22	2.15 – 4.65 эВ	29	35	7	-
23	1.0 – 2.15 эВ	28	42	13	-

\*)  $\delta\sigma = (\sigma_c \text{ Григорьев} - \sigma_c \text{ БНАБ-93}) / \sigma_c \text{ БНАБ-93}$

Однако один из авторов сомневается, что все ухищрения экспериментаторов-ядерщиков смогут быть более полезными для установления величин эффектов самоэкранировки нейтронов в образцах, чем метод самоиндикации И.И. Бондаренко, столь блистательно оправдавший себя ранее.

### **Литература**

1. Дулин В.А., Казанский Ю.А., Мамонтов В.Ф., Сидоров Г.И. Некоторые физические исследования на быстрых критических сборках БФС-1//Атомная энергия. – 1976. – Т. 40. – Вып. 5.
2. Дулин В.А. Возмущение критичности реакторов и уточнение групповых констант. – М.: Атомиздат, 1979.
3. Дулин В.А. Оценка экспериментов по возмущению критичности реакторов при внесении малых образцов//Атомная энергия. – 1989. – Т. 66. – Вып. 2.
4. Дулин В.А., Михайлов Г.М. Влияние гетерогенной структуры реактора на определяемую реактивностным методом величину  $k_{\infty}$ //Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1994. – № 6-7.
5. Белов С.П., Дулин В. А., Казанский Ю. А. и др. Исследование характеристик размножающей среды из  $^{235}\text{U}$  и нержавеющей стали. В сб.: Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. – 1978. – Вып. 4(31). – С. 54-59.
6. Grigoriev Yu. V., Kitaev V. Ya., Moiseev K. V. The investigation of a resonance self-shielding effect in the  $\alpha$ -value of  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  in the 4.65-2150 eV energy range: VII International Seminar on Interaction of Neutrons with nuclei (Dubna, May 25-28, 1999).
7. Абагян Л.П., Базаянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчетов реакторов и защиты: Справочник / Под ред. М.Н. Николаева. – М.: Энергоиздат, 1981.
8. Михайлов Г.М. Экспериментальное определение абсолютной шкалы реактивности – эффективной доли запаздывающих нейтронов – в моделях реакторов на быстрых нейтронах/ Препринт ФЭИ. – Обнинск, 1997.
9. Бедняков С.М., Голубев В.И., Дулин В.А., Мамонтов В.Ф. Экспериментальное обоснование методов оценки возмущений критичности быстрых сборок малыми образцами//Атомная энергия. – 1988. – Т. 65. – Вып. 6.
10. Takeshi Sakurai, Shigeaki Okajima Analysis of benchmark experiments of effective delayed neutron fraction  $\beta_{eff}$  at FCA: Progress in nuclear energy. – 1999. – Vol. 35. – № 2.

Поступила в редакцию 22.10.2004

# СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ РАЗЛИЧНЫХ СПОСОБОВ ДОСТИЖЕНИЯ БОЛЬШИХ ГЛУБИН ВЫГОРАНИЯ В РЕАКТОРНЫХ СИСТЕМАХ БЕЗ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ДОПОЛНИТЕЛЬНЫХ ПОГЛОТИТЕЛЕЙ

**В.И. Савандер, М.А. Увакин**

*Московский инженерно-физический институт (государственный университет),  
г. Москва*



Работа посвящена исследованию двух различных способов, которыми организуется система компенсации избыточной реактивности при выгорании топлива без применения выгорающих поглотителей, а именно: изменение спектра нейтронов в реакторе и применение непрерывных перегрузок ядерного топлива. Для решения поставленной задачи разработана упрощенная модель выгорания топлива для уран-ториевого топливного цикла в реакторе с тяжеловодным замедлителем. При выполнении условия поддержания заданного уровня критичности модель позволяет определить достижимую глубину выгорания топлива для рассматриваемых схем поддержания критичности. В работе приводятся описание модели, схема ее численного решения и сравнительный анализ полученных результатов для двух рассматриваемых способов компенсации избыточной реактивности.

Как известно, для достижения глубоких выгораний создается избыточный запас реактивности ядерного топлива, а для поддержания критичности применяются системы компенсации избыточной реактивности, основанные на применении различных поглотителей. Однако существуют различные способы поддержания критичности без применения дополнительных поглотителей. К их числу, в первую очередь, относится схема непрерывных перегрузок топлива, как это имеет место в реакторах канального типа, или в высокотемпературных реакторах с шаровыми твэлами, где осуществляется непрерывное движение топлива. В этом случае в качестве поглотителя избыточных нейтронов в реакторе используется выгоревшее топливо, коэффициент размножения которого ниже, чем требуется для поддержания критичности реактора. Это позволяет эффективно использовать нейтроны и достигать более высокого выгорания топлива, чем в реакторах, в которых компенсация избыточной реактивности осуществляется путем введения в активную зону разного рода поглотителей [1]. Отметим, что осуществление непрерывных перегрузок топлива не требует остановки реактора, и таким образом, исключаются потери времени, связанные с перегрузками.

Другой путь избежать бесполезных потерь нейтронов в поглотителях состоит в том, что критичность реактора достигается изменением концентрации замедлителя в про-

© В.И. Савандер, М.А. Увакин, 2005

цессе выгорания топлива, т.е. изменяется соотношение числа ядер замедлителя и топлива (разбавление). Действительно, изменение коэффициента размножения в зависимости от соотношения числа ядер замедлителя, приходящихся на одно ядро топлива, называемого разбавлением, имеет максимум, причем падение коэффициента размножения слева от максимума, отвечающее области малых значений разбавления, связано с увеличением резонансного поглощения в топливе [2].

Так, начальный избыток реактивности компенсируется резонансным поглощением в топливе, что приводит к накоплению вторичного горючего. По мере выгорания топлива спектр нейтронов смягчается путем увеличения разбавления, где накопленное ранее горючее может быть использовано для повышения глубины выгорания. Таким образом, изменение энергетического спектра нейтронов в процессе кампании также позволяет осуществить эффективное выжигание ядерного топлива. Этот способ нещен недостатков – основная проблема состоит в сложности технической реализации активной зоны реактора, конструкция которой позволяла бы осуществлять либо непрерывное изменение концентрации замедлителя, либо постепенную замену одного замедлителя на другой, что тоже имеет специфические сложности [3]. В частности, система реакторов на быстрых и тепловых нейтронах, обменивающихся топливом, может рассматриваться с этой точки зрения как ступенчатое изменение спектра нейтронов, особенно в случае прямого использования облученного в быстрых реакторах топлива в реакторах на тепловых нейтронах без промежуточной химической переработки.

Таким образом, возникает задача сравнения достижимой глубины выгорания топлива при одинаковом запасе реактивности, но при разных способах обеспечения критичности. В принципе, очевидно, что основным параметром топливной загрузки в данном случае будет являться начальная концентрация основного делящегося изотопа, т.к. именно эта величина определяет запас реактивности. Максимально возможная глубина выгорания будет достигнута в случае, отвечающем наиболее эффективному использованию той избыточной доли нейтронов, которая возникает благодаря запасу реактивности свежего топлива. Разумеется, глубина выгорания, которая может быть достигнута в той или иной реакторной системе, ограничивается радиационной стойкостью конструкционного материала. Данная работа ориентирована на исследование только нейтронно-физических возможностей достижения больших глубин выгорания.

В простейшем приближении распределение нейтронов можно представить балансым соотношением (1), где КВ – доля нейтронов, поглощенных сырьевым изотопом на 1 нейtron деления, а  $q_{окс}$  – доля нейтронов, поглощенных вне топлива и исчезнувших из активной зоны, также на 1 нейtron деления

$$\frac{\mu v_f(t)}{1 + \alpha_f(t)} = 1 + KB(t) + q_{окс}(t). \quad (1)$$

Очевидно, что глубина выгорания топлива будет определяться соотношением между воспроизводством, с одной стороны, и паразитным захватом нейтронов, с другой. Очевидно, что схема со спектральным регулированием на каждом этапе кампании будет иметь более высокий КВ, чем для случая непрерывных перегрузок. Причем с увеличением начального запаса реактивности свежего топлива этот фактор все более значимо отразится на глубине выгорания: чем больше нейтронов будет использовано для воспроизводства, тем дольше окажется возможно поддерживать критическое состояние реактора.

С целью проведения количественных оценок была разработана упрощенная расчетная модель, описывающая процесс выгорания ядерного топлива как для реакто-

ра со спектральным регулированием, так и для реактора с непрерывными перегрузками. В простейшем приближении была рассмотрена гомогенизированная среда, содержащая четыре основных типа ядер: делящийся изотоп, сырьевой изотоп, замедлитель и осколки деления. В предположении, что реактор работает на топливном цикле с воспроизводством, захват нейтрона сырьевым изотопом приводит к образованию ядра делящегося изотопа за время, много меньшее кампании реактора. Для упрощения модели осколки деления и соответствующие им вероятности выхода были объединены в один эффективный осколок, обладающий некоторым средним сечением поглощения.

Подавляющая часть взаимодействий нейтронов с ядрами рассматриваемой среды приходится на резонансную и тепловую энергетические области. Полное число взаимодействий для изотопа с концентрацией  $\rho$  и сечениями  $\sigma_t$  и  $\sigma_p$ , соответствующими тепловой и резонансной областям энергий, можно представить как сумму:

$$\sigma_t \rho \Phi_t + \sigma_p \rho \Phi_p = (\sigma_t + \gamma \sigma_p) \Phi_t \rho. \quad (2)$$

Аналогичным способом можно описать все рассматриваемые типы взаимодействий: деление, резонансный захват и поглощение. Параметр  $\gamma$  описывает отношение среднего потока резонансных нейтронов к среднему потоку тепловых нейтронов. Для реакторов с тепловым спектром нейтронов этот параметр может быть представлен в виде отношения макроскопического сечения поглощения среды к ее замедляющей способности:

$$\gamma = \frac{\Sigma_a}{\xi \Sigma_s}. \quad (3)$$

Если обозначить индексом «1» сечения, относящиеся к делящемуся изотопу, индексом «2» – сечения, относящиеся к сырьевому изотопу, то система дифференциальных уравнений, описывающих изменение изотопного состава рассматриваемой системы, примет вид:

$$\begin{cases} \frac{d\rho_1(t)}{dt} = -(\sigma_{\alpha t1} + \gamma \sigma_{ap1}) \Phi_t \rho_1(t) + (\sigma_{\alpha t2} + \gamma \sigma_{cp2}) \Phi_t \rho_2(t); \\ \frac{d\rho_2(t)}{dt} = -(\sigma_{\alpha t2} + \gamma \sigma_{cp2}) \Phi_t \rho_2(t); \\ \frac{d\rho_{osc}(t)}{dt} = 2(\sigma_{f t1} + \gamma \sigma_{fp1}) \Phi_t \rho_1(t). \end{cases} \quad (4)$$

Данная система имеет определенные начальные условия. Если принять, что начальная ядерная концентрация топлива в смеси с замедлителем равна  $\rho_{top}$ , а обогащение по делящемуся изотопу равно  $x$ , то начальные условия можно определить следующим образом:

$$\begin{cases} \rho_1(0) = x \rho_{top}; \\ \rho_2(0) = (1-x) \rho_{top}; \\ \rho_{osc}(0) = 0. \end{cases} \quad (5)$$

Таким образом, задав групповые сечения взаимодействия для обеих энергетических областей, можно получить систему уравнений, описывающую изменение изотопного состава для рассматриваемой среды, что делает возможным ее решение численным методом.

Кроме начальных условий, схема численного решения должна отвечать основному физическому условию, которое необходимо выполнить для того, чтобы обеспечить максимальную глубину выгорания – минимальный запас реактивности на всем протяжении кампании. Также именно это условие является критерием окончания счета для поставленной задачи. В качестве запаса реактивности на выгорание, утечку и поглощение элементами конструкции была принята величина порядка 3% от эффективного коэффициента размножения нейтронов.

Изменение концентрации между топливом и замедлителем было реализовано путем перерасчета коэффициента размножения для каждого элементарного шага по времени при различных значениях разбавления, т.е. для текущего состава активной зоны производилось пошаговое увеличение разбавления до тех пор, пока величина коэффициента размножения вновь не оказывалась с заданной точностью равной 1,03.

Выбор двухгрупповых констант в расчетной модели был осуществлен при помощи реперных расчетов ячеек с использованием программных кодов GETERA-93 и WIMS-D4 для оптимальной величины разбавления, а перерасчет параметра  $\gamma$  при любом изменении разбавления позволил реализовать описанную модель определения нейтронных взаимодействий в двух энергетических группах.

Система уравнений (4) с заданными начальными условиями (5) была решена численным методом. Для численного решения дифференциальных уравнений использовалась схема Рунге-Кутта 4-го порядка. Были рассмотрены два основных варианта расчета: для спектрального регулирования и для непрерывных перегрузок.

В схеме со спектральным регулированием начальное соотношение между топливом и замедлителем выбирается из условия:

$$K_{eff} = f(\rho_1, \rho_2, \rho_{оск}, \rho_{зам}) = 1,03. \quad (6)$$

Далее, на каждом элементарном расчетном шаге  $\tau$  производится перерасчет  $K_{eff}$  и концентрация ядер замедлителя увеличивается таким образом, чтобы удовлетворить условию (6). Расчет завершается тогда, когда состав среды уже не позволяет увеличивать  $K_{eff}$  за счет замедления.

В схеме непрерывных перегрузок начальное соотношение между топливом и замедлителем выбиралось из расчета максимального коэффициента размножения нейтронов, что соответствует высоким разбавлениям. Для каждого элементарного шага  $\tau$  вычислялась величина энерговыработки РТ и определялся эффективный коэффициент размножения, что позволяло производить проверку на выполнение условия для коэффициента размножения нейтронов на среднем составе ядерного топлива:

$$\bar{K}_{eff} = \frac{1}{PT_{max}} \int_0^{PT_{max}} K_{eff}(PT) dPT = 1,03. \quad (7)$$

Соответственно критерием окончания счета для схемы непрерывных перегрузок является условие (7).

Для исследования зависимости достигаемой глубины выгорания от состава размножающей среды был рассмотрен реактор с уран-ториевым топливом ( $U^{233}+Th^{232}$ ), т.к. именно такое топливо в полной мере отвечает топливному циклу с воспроизводством горючего, аналогичного сгорающему. Достижение максимальной глубины выгорания в тепловом реакторе за счет регулирования спектра нейтронов наиболее эффективно можно реализовать при использовании замедлителя с наибольшей замедляющей способностью, т.е. тяжелой воды. Именно использование тяжеловодного замедлителя позволяет получить наиболее значительный эффект при изменении спектра нейтронов в процессе кампании [4].

Для схемы с регулированием спектра нейтронов рассматривалась однократная кампания топлива для уран-ториевого реактора с тяжеловодным замедлителем и за-

висимость достигаемой глубины выгорания от начального запаса реактивности. Для сравнительных расчетов по схеме непрерывных перегрузок аналогичная зависимость использовалась при условии поддержания критичности реактора на среднем составе топлива.

Для определения усредненных констант применялись современные программные коды расчета топливных ячеек с выгоранием. Для верификации рассматриваемой модели были использованы результаты расчета, выполненного при помощи программы GETERA для уран-тяжеловодной ячейки с пошаговым изменением количества тяжелой воды при сохранении минимального запаса реактивности [5].

На основе описанного численного метода были проведены расчеты уран-ториевой реакторной системы при различных значениях обогащения по  $U^{233}$ . Результаты расчета позволили определить величину обогащения, при которой становится целесообразно затрачивать ресурсы на проведение спектрального регулирования, максимально достижимую глубину выгорания, и величину среднего коэффициента воспроизводства делящихся ядер (табл. 1). Как видно из данных табл. 1, расчетная модель подтвердила теоретические предположения, сделанные на примере балансного соотношения (1). Относительное преимущество схемы со спектральным регулированием по части воспроизводства существенно возрастает с ростом начального запаса реактивности свежего топлива, что позволяет постепенно достигать все больших глубин выгорания. При увеличении обогащения в схеме непрерывных перегрузок для поддержания максимальной величины коэффициента размножения возникает необходимость создания большой концентрации замедлителя, что неизбежно приводит к смещению энергетического спектра нейтронов в сторону меньших энергий. Это влечет за собой увеличение доли нейтронов, поглощаемых вне топлива (в осколках деления и замедлителе), и постепенно снижает эффективность данной схемы.

Таблица 1

$U^{233}$ , %	Достигнутая глубина выгорания, МВт·сут/кг т.а.		Средний коэффициент воспроизводства за кампанию	
	Регулирование спектра	Непрерывные перегрузки	Регулирование спектра	Непрерывные перегрузки
1,5	43,3	36,4	0,90	0,87
2,5	101,1	79,1	0,72	0,55
3,5	155,1	109,7	0,67	0,39

При спектральном регулировании, напротив, увеличение запаса реактивности снижает роль резонансного захвата на делящихся ядрах в пользу ядер сырьевого изотопа, т.е. появляется возможность использовать большой запас реактивности для воспроизводства разделившихся ядер, и, как подтверждает расчетный анализ, получить относительно более высокую энерговыработку. Изменения концентраций ядер делящегося изотопа в отношении к первоначальной загрузке для рассматриваемых схем работы реактора (обогащение 1,5%) приведены на рис. 1. Видно, что в случае со спектральным регулированием темпы снижения концентрации делящегося изотопа существенно меньше по сравнению с непрерывными перегрузками. Таким образом, если при обогащениях, порядка 1,5–2,5% достигаемая глубина выгорания при осуществлении спектрального регулирования еще сопоставима с аналогичной величиной для непрерывных перегрузок, то при 3,5–4,0% уже существенно превышает ее.

В настоящее время реально достижимая глубина выгорания в тепловых реакторах составляет порядка 60 МВт·сут/кг, причем существуют проектные решения, позволяющие превзойти и эту величину, поэтому полученные результаты, касающиеся

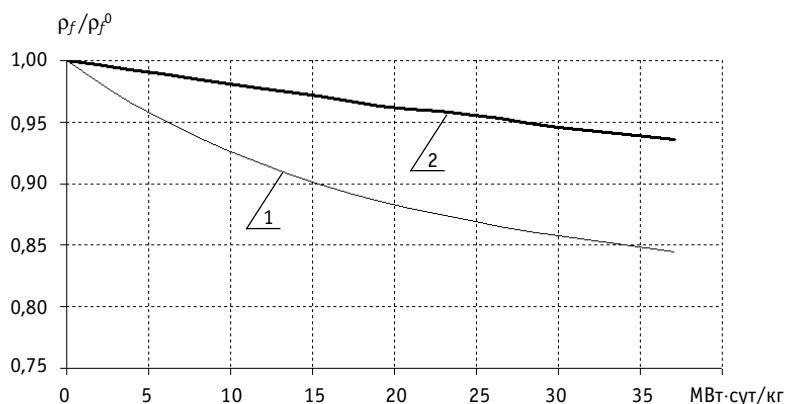


Рис.1. Изменение относительных концентраций делящегося нуклида с ростом глубины выгорания для различных схем работы реактора: 1 – непрерывные перегрузки; 2 – регулирование спектра

глубины выгорания свыше 100 МВт·сут/кг, являются достаточно реальной перспективой. Таким образом, исследование нейтронно-физических характеристик реакторных систем с регулируемым спектром нейтронов имеет непосредственное отношение к повышению эффективности использования ядерного топлива в энергетических реакторах с тепловым спектром нейтронов.

Создание численной модели для оценки максимальной глубины выгорания в реакторных системах с изменяющимся энергетическим спектром нейтронов и непрерывными перегрузками позволяет установить наиболее эффективный способ компенсации избыточной реактивности для различных параметров топливных загрузок. Расчетные результаты для реактора с тяжеловодным замедлителем позволяют утверждать, что регулирование спектра нейтронов дает существенный эффект при обогащениях по делящемуся изотопу более 3,0%. Результаты работы представляют практический интерес для исследования возможностей создания реакторных систем с регулируемым нейтронным спектром.

### Литература

1. Савандер В.И., Увакин М.А. Сравнительный анализ различных способов компенсации избыточной реактивности в реакторе для достижения длительных кампаний/Научная сессия МИФИ 2002: Сб. докладов. – Т. 8.
2. Галанин А.Д. Теория ядерных реакторов на тепловых нейтронах. – М.: Энергоатомиздат, 1998.
3. Yamashita J., Ohtsuka M., Fudjimura K., etc. An Innovative Conceptual Design of the Safe and Simplified Boiling Water Reactor (SSBWR) with a Super Long Life Core. Global 2001.
4. Chan P.S.W., Gagnon M.J.N., Boczar P.G. at all. CANDU – Versatile Reactor for Plutonium Disposition or Actinide Burning. – AECL, Canada. International Conference on Future Nuclear Systems. '97 Global. Proceedings. October 5-10, 1997. Pacifico Yokohama, Yokohama, Japan. – V. 1. – P. 162-167.
5. Савандер В.И., Увакин М.А. Нейтронно-физические характеристики тяжеловодного реактора с регулируемым спектром нейтронов/Научная сессия МИФИ 2003: Сб. докладов. – Т. 8.

Поступила в редакцию 18.08.2004

# ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ТОПЛИВОМ ПЕРВОЙ В МИРЕ АЭС. ОЦЕНКА КОЛИЧЕСТВА И АКТИВНОСТИ РАО, ОБРАЗОВАННЫХ В РЕЗУЛЬТАТЕ РАЗДЕЛКИ ОТВС

**Д.П. Масалов**

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



После разделки ОТВС в «горячей» камере образуются радиоактивные отходы (РАО), которые сбрасываются в расположение под «горячей» камерой хранилище. После окончательной разделки ОТВС (к концу 2005 г.) в хранилище будут находиться 24,5 т графитовых втулок активностью 1,26 ТБк и 8,2 т стальных РАО активностью 262 ТБк. В соответствии с концепцией вывода из эксплуатации Первой АЭС хранилище подлежит локализации для длительного сохранения под наблюдением.

29 апреля 2002 г. Первая в мире АЭС после 48 лет эксплуатации была остановлена. В настоящее время на ней ведутся подготовительные работы по выводу ее из эксплуатации с целью приведения ее в ядерно и радиационно безопасное состояние. Одной из основных проблем при этом является проблема обращения с отработавшим топливом.

За время эксплуатации исследовательского реактора (ИР) АМ (Первой в мире АЭС) было облучено 2038 штатных и экспериментальных сборок. В качестве ядерного топлива штатных сборок ИР АМ использовались уран-молибденовый сплав и двуокись урана с обогащением по урану-235 от 5 до 10%, диспергированных в магниевой матрице. Отработавшие ТВС первоначально хранились в приреакторных бассейнах выдержки – емкостях 9 и 11. После определенной выдержки ТВС подвергались разделке в предусмотренном проектом помещении 45 – горячей камере, оснащенной специальным оборудованием. Под горячей камерой расположено помещение 12, в которое сбрасываются через отверстие ? 95 мм в потолке фрагменты разделанных изделий (рис. 1).

За время эксплуатации ИР АМ большая часть ОТВС была разделана и их твэлы уже отправлены на хранение в центральное хранилище института. Для получения лицензии на вывод из эксплуатации ИР АМ согласно нормативной документации необходимо завершить работы по разделке ОТВС и вывозу из здания ИР всего ядерного топлива штатных и экспериментальных сборок. Образовавшиеся РАО останутся в могильнике горячей камеры на длительное хранение. При этом необходимо оценить их количество и активность, которые определяются общим количеством разделываемых ОТВС, временем облучения в реакторе, выдержкой и технологией разделки, которая сводится к следующему (рис. 2):

---

© Д.П. Масалов, 2005

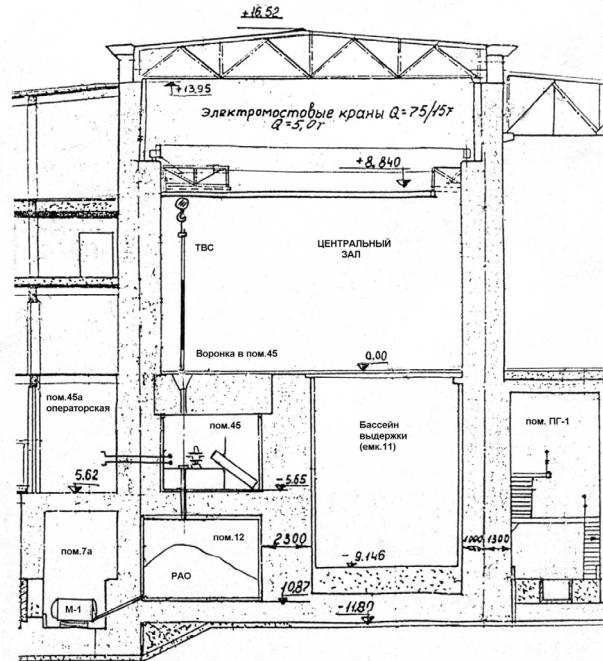


Рис. 1. Разрез здания реактора АМ

- отрезается хвостовик (рис. 2, рез I-I); в результате чего графитовые втулки свободно соскальзывают по 5 трубкам и падают в хранилище радиоактивных отходов, расположенное под горячей камерой;
- вырезаются тзвэлы (рис. 2, рез II-II), которые пакуются в гильзу и отправляются в хранилище ОЯТ института;
- оставшаяся центральная трубка (до реза II-II, включительно) разрезается на куски длиной ~600 мм, которые сбрасываются в хранилище РАО.

Оставшаяся верхняя часть ОТВС длиной 3350 мм (выше реза II-II) – «головка ТВС» – извлекается в реакторный зал, где разрезается на две части, которые затем упаковываются в полиэтиленовую пленку и отправляются на захоронение в цех РАО («могильник»).

При разделке одной ТВС образуются следующие остатки (фрагменты ОТВС), которые сбрасываются в помещение 12:

- хвостовик ( $\varnothing 63$  мм,  $L \approx 600$  мм), сталь (12Х18Н10Т) ~ 2,386 кг, графит ~ 0,48 кг;
- трубы центральные  $\varnothing 15 \times 0,6$  (12Х18Н10Т),  $L \approx 600$  мм общей массой ~ 0,587 кг;
- трубы периферийные  $\varnothing 12 \times 1$  (12Х18Н10Т),  $L \approx 600$  мм общей массой ~ 0,835 кг;
- короткие куски труб (12Х18Н10Т)  $\varnothing 12 \times 1$ ,  $\varnothing 15 \times 0,6$ ,  $\varnothing 63 \times 0,8$  общей массой ~ 0,192 кг;
- графитовые втулки  $\varnothing 65$  мм,  $L \approx 150$  мм (20 шт.) общей массой ~ 11,52 кг.

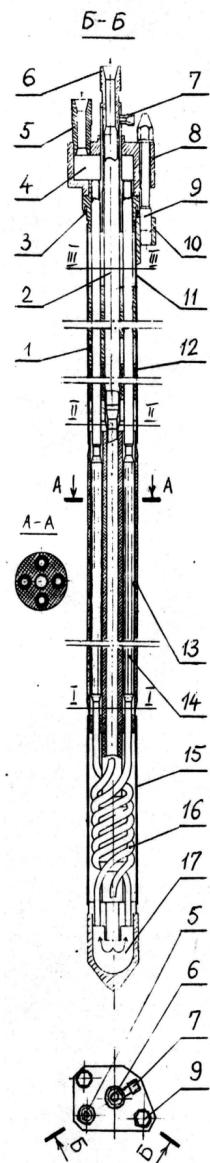


Рис. 2. Конструкция ТВС реактора АМ: 1 -втулки металлические; 2 – трубка центральная; 4 – камера выходная; 5 – штуцер для отвода охлаждающей воды; 6 – штуцер для подвода охлаждающей воды; 7 – штуцер для подачи азота в кладку реактора; 8 – головка твс; 11 – чехол стальной верхний  $\varnothing 63 \times 0,8$ ; 12 – втулки графитовые в стальном чехле; 13 – втулки графитовые тзвэльные; 14 – тзвэл; 15 – чехол стальной нижний; 16 – компенсатор; 17 – камера распределительная

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

---

Вычислены активности продуктов активации стальных и графитовых РАО, образующихся после разделки всех ОТВС, облучавшихся в реакторе за весь период эксплуатации реактора на мощности ( $T_{\text{календ.}} = 17323$  сут,  $T_{\text{эфф}} = 3650,4$  эффектив.сут,  $N_{\text{ном}} = 30$  МВт).

Для расчетов приняты приведенные ниже усредненные параметры:

1) реактор работал в режиме:  $T_N = 60$  сут на мощности  $N_{\text{ср}} = 9,5$  МВт;  $T_c = 30$  сут остановка на перегрузку и ППР;  $T = T_N + T_c = 90$  сут.

2) до конца 2002 г. ежегодно в течение 45 лет после выдержки  $t_{\text{выд}} = 0,5$  г. разделялось по 42 ОТВС, отработавших кампанию  $t_{\text{камп}} = 3$  г.

3) в течение последующих трех лет будут разделаны оставшиеся 148 ОТВС, хранящихся в бассейнах выдержки в течение (в среднем)  $\sim 30$  лет.

При изложенных выше предпосылках, для двухзвенных цепочек (стартовый изотоп – конечный продукт активации) после разделки 42 ОТВС за первый год в пом. 12 поступят РАО с удельной активностью  $i$ -го нуклида  $a_{1i}$ , за счет активации химических элементов конструкционных материалов ТВС – стали 12Х18Н10Т и графита, включая микропримеси, которая вычисляется по формуле (1):

$$a_{1i} = a_{0i} \frac{1 - e^{(-\lambda_i T + \sigma_{i1} \Phi T_N) n}}{1 - e^{-\lambda_i T + \sigma_{i1} \Phi T_N}} e^{-\sigma_{i1} \Phi T_N (n-1)} e^{-\lambda_i t_{\text{выд}}}, \quad (1)$$

где  $n$  – число членов геометрической прогрессии (количество 90 – суточных циклов «работа на мощности – ППР» за кампанию),  $n = 3$  года  $\times 365$  сут/год/90 сут  $\approx 12$ ;

$$a_{0i} = \frac{P_{\text{iecm}} P_{i2} \Phi \sigma_{i1} N_A (e^{-(\lambda_i + \sigma_{i2} \Phi) T_N} - e^{-\sigma_{i1} \Phi T_N})}{A_i (\sigma_{i1} \Phi - \lambda_i - \sigma_{i2} \Phi)} \lambda_i; \quad (2)$$

$\sigma_{i1}$  – сечение активации исходного изотопа;  $\sigma_{i1}^{\text{выд}}$  – сечение выгорания исходного изотопа;  $N_A$  – число Авогадро;  $A$  – атомный номер элемента;  $P_{\text{ест}}$  – распространенность активируемого изотопа в химическом элементе;  $P_{i2}$  – содержание элемента в конструкционном материале.

Активность  $A_{2002i}$  и удельная активность  $a_{2002i}$ ,  $i$ -го нуклида в п. 12 после последней (45-й) разделки (на 31.12.2002 г.) равны

$$a_{2002i} = \frac{a_{1i}}{45} \frac{1 - e^{-\lambda_i \cdot 45 \text{ лет}}}{1 - e^{-\lambda_i \cdot 1 \text{ год}}}, \quad (3)$$

здесь  $\lambda_i$  выражены в год<sup>-1</sup>;

$$A_{2002i} = a_{2002i} \cdot m_{\text{ст(гр)}} \cdot 1886, \quad (4)$$

здесь 1886 – количество разделанных к 12.2002 г. ОТВС;  $m_{\text{ст(гр)}}$  – масса стали (графита) в РАО, поступающих после разделки одной ТВС.

Выражения (1) и (3) представляют собой формулы для сумм геометрических прогрессий со знаменателями  $e^{-\lambda_i T + \sigma_{i1} \Phi T_N}$  и  $e^{-\lambda_i \cdot 1 \text{ год}}$  соответственно.

В расчетах использованы результаты анализов содержания микропримесей в пробах, отобранных из ОТВС (сталь 12C18H10T, графит), которые наряду с литературными данными приведены в таблице (звездочками отмечены результаты, полученные автором).

Элемент	Co	Fe	Ag	Ca	Ni	Cl	N	Cs	Eu	Li
Содержание элемента в графите, ppm	0,035*	10*	0,1	15	0,06*	25	100	0,01*	0,0065*	0,015

Поскольку графитовая кладка ИР АМ подпитывалась азотом, принято, что азот полностью заполнил поры в графите, которые занимают объем, обусловленный раз-

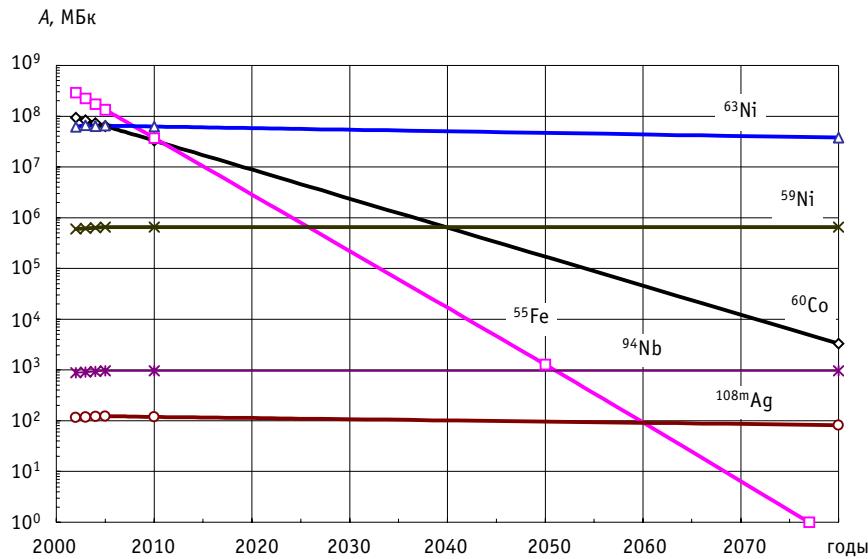


Рис.3. Активность стальных РАО в помещении 12 на конец 2002 г. и последующие годы (масса на конец 2005 г. ~ 8,2 т)

нностью теоретической ( $2,25 \text{ г}/\text{см}^3$ ) и реальной ( $1,5 \text{ г}/\text{см}^3$ ) плотностей графита. При таком содержании азота в графите образование  $^{14}\text{C}$  идет, в основном (~ 90%), по реакции:  $^{14}\text{N}(\text{n},\text{p})^{14}\text{C}$ .

Активности основных долгоживущих продуктов деления  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  вычислены с учетом среднего значения удельных активностей (УА)  $^{137}\text{Cs}$  в пробах графита из 18 ячеек кладки реактора; предположения, что скорость поступления  $^{137}\text{Cs}$  в кладку постоянна; имеющей место корреляция между УА  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в графите промышленных уран-графитовых реакторов (отношение 0,5÷0,6).

Изменения во времени величин активностей стальных и графитовых РАО, накопленных во временном хранилище ИР АМ после разделки ОТВС, суммарные активнос-

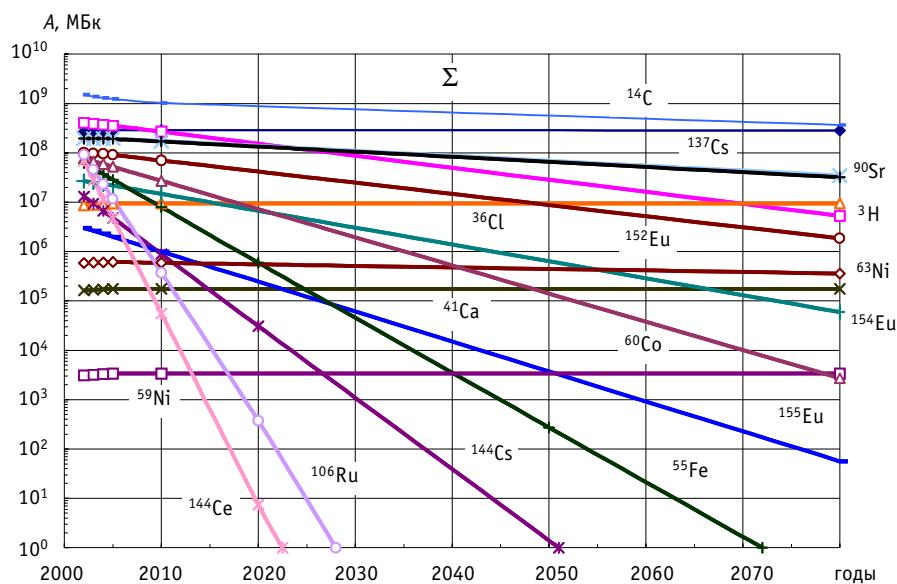


Рис.4. Активность графитовых РАО в помещении 12 на конец 2002 г. и последующие годы (масса на конец 2005 г. ~ 24,5 т)

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

---

ти нуклидов, а активности различных фрагментов (даже имеющих приблизительно одинаковые размеры и массу) отличаются до трех порядков в зависимости от кампании разделываемой ТВС, степени загрязнения ее продуктами деления; времени выдержки и координат расположения фрагментов относительно центра активной зоны представлены на рис. 3 и 4.

Активность стальных (графитовых) РАО снизится за 70 лет приблизительно в 3,5 (2,8) раза и будет определяться в основном  $^{63}\text{Ni}$  ( $^{14}\text{C}$ ). Вычисленный суммарный керма-эквивалент РАО в помещении 12 снизится за 70 лет на 4 порядка и составит в 2080 г.  $\sim 1,1 \text{ мкГр}\cdot\text{м}^2/\text{с}$ ; (для стальных РАО он будет определяться  $^{60}\text{Co}$  и составит  $0,28 \text{ мкГр}\cdot\text{м}^2/\text{с}$ ; для графитовых РАО –  $^{137}\text{Cs}$  и составит  $0,82 \text{ мкГр}\cdot\text{м}^2/\text{с}$ ).

В соответствии с проектом вывода из эксплуатации ИР АМ помещение 12 с находящимися в нем РАО (графитовые втулки  $\sim 24,5$  т, стальные трубы  $\sim 8,2$  т) будет локализовано для длительного ( $\sim 70$  лет) хранения под наблюдением путем герметизации существующих проходок и проемов с помощью бетона и эпоксифиуранового консерванта «F».

Поступила в редакцию 16.11.2004

# К ВОПРОСУ О МЕТРОЛОГИЧЕСКОМ ОБЕСПЕЧЕНИИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ВЫГОРАНИЯ ОБЛУЧЕННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В ПРОЦЕССЕ ПЕРЕГРУЗКИ

**С.Г. Олейник\*, О.В. Маслов\*\*, Л.Л. Кальнев \*\***

\*ФГУП ЭНИЦ, г. Электрогорск

\*\* Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса



Рассматриваются вопросы метрологического обеспечения методики контроля выгорания отработавшего ядерного топлива в реальном времени при проведении перегрузки. Особенность методики состоит в том, что для расчета выгорания не требуется предварительного знания начального обогащения и времени выдержки. Определены источники погрешности, этапы обработки информации, которые могут приводить к появлению дополнительной погрешности. Проведенный анализ позволил оценить погрешности определения выгорания и предложить способы снижения погрешности.

В соответствии с правилами безопасности консервативный подход по обоснованию ядерной безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на АЭС может быть снят при наличии контроля выгорания облученного ядерного топлива (ОЯТ) [1].

Использование системы контроля выгорания облученного ядерного топлива позволяет реально контролировать состояние ядерной безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива, и снижать финансовые затраты при обращении с ОЯТ. При этом снижение финансовых затрат обусловлено увеличением загрузки облученного ядерного топлива в действующее оборудование (контейнера сухого хранилища ОЯТ, транспортные контейнеры) или проектированием нового оборудования для ОЯТ без учета консервативного подхода при обосновании ядерной безопасности.

Совмещение контроля выгорания ОЯТ в реальном времени с транспортно-технологическими операциями (ТТО) позволит дополнительно увеличить эффективность эксплуатации АЭС за счет увеличения коэффициента использования установленной мощности. В настоящее время такие системы контроля выгорания ОЯТ в реальном времени при ТТО на АЭС отсутствуют. С учетом изложенного выше, можно сделать вывод о необходимости создания системы для контроля выгорания ОЯТ, позволяющей сократить время измерений, повысить безопасность и эффективность эксплуатации АЭС.

Для решения поставленной задачи нами предложено использовать измерения собственного гамма-излучения ТВС. Обоснование радиационных методов контроля

© С.Г. Олейник, О.В. Маслов, Л.Л. Кальнев, 2005

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

---

состояния ядерного топлива в реальном времени при проведении перегрузки приведено в [2]. Описание системы, реализующей измерения при проведении перегрузки, и ее основных элементов приведено в [3], а результаты измерений, проведенных на ЗАЭС при помощи прототипа системы, в [4]. Система содержит несколько измерительных каналов, включающих детектор и многоканальный амплитудный анализатор с сопутствующей электроникой.

На основании полученных результатов предложена методика контроля выгорания ОЯТ в реальном времени при проведении ТТО [5]. Особенность методики состоит в том, что для расчета выгорания не требуется предварительного знания начального обогащения и времени выдержки. Однако в изложении методики и в других публикациях, посвященных решению задачи контроля выгорания ОЯТ в реальном времени, в стороне остались вопросы метрологического обеспечения и анализа полученных результатов. Цель настоящей статьи – устранить указанный пробел.

Для дальнейшего рассмотрения коротко изложим суть методики. Методика состоит в следующей последовательности операций по измерениям и обработке полученных результатов:

- определение времени выдержки с использованием отношения измеренной интенсивности гамма-излучения в  $^{137}\text{Cs}$  к интегральной интенсивности гамма-излучения;
- оценочный расчет выгорания (BU) контролируемой облученной ТВС (ОТВС) по  $^{137}\text{Cs}$ , определение погрешности  $\Delta\text{BU}$  полученной величины выгорания;
- определение отношения интенсивностей гамма-излучения изотопов  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  к моменту останова реактора на основании полученного значения времени выдержки;
- оценка начального обогащения ТВС, на основании данных оценочного расчета выгорания контролируемой ОТВС и значения отношения интенсивности гамма-излучения изотопов  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  ( $I(^{134}\text{Cs})/I(^{137}\text{Cs})$ ) на момент останова реактора;
- определение выгорания контролируемой ОТВС с использованием отношения интенсивности гамма-излучения изотопов  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  и значения начального обогащения;
- определение погрешности DBU полученной величины выгорания контролируемой ОТВС.

Анализ методики позволяет определить источники погрешности, этапы обработки информации, которые могут приводить к появлению дополнительной погрешности. Такой анализ позволяет оценить погрешности определения выгорания и предпринять шаги к их снижению.

На практике во всех известных методиках (в том числе и описываемой для определения выгорания) используются эмпирические зависимости, полученные на основании результатов измерений на АЭС, при этом часть ТВС принимается в качестве образцовых. А для построения градиуровочной зависимости используются расчетные данные о глубине выгорания. Расчет выгорания может проводиться с применением более сложных программных средств, которые в практике эксплуатации АЭС не используются. Процедура проведения измерений для построения градиуровочных зависимостей соответствует стандартной процедуре измерения ТВС.

Таким образом были получены следующие основные зависимости, используемые при контроле выгорания ОЯТ в реальном времени:

- зависимость отношения измеренной интенсивности гамма-излучения  $^{137}\text{Cs}$  к интегральной интенсивности гамма-излучения и времени выдержки ТВС;
- набор однотипных зависимостей отношения интенсивности гамма-излучения изотопов  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  ( $I(^{134}\text{Cs})/I(^{137}\text{Cs})$ ) на момент останова реактора от выгорания для каждого значения начального обогащения ТВС;

- зависимость интенсивности гамма-излучения изотопа  $^{137}\text{Cs}$  на момент останова реактора от выгорания для всех значений обогащения.

При таком подходе погрешность определения выгорания ОЯТ оценивается как корень квадратный из суммы квадратов результирующей систематической погрешности  $\Theta_w$  и случайной погрешности  $\Theta_{\text{случ}}$ :

$$\Theta_{\text{сум}} = \sqrt{\Theta_w^2 + \Theta_{\text{случ}}^2}. \quad (1)$$

Результирующая систематическая погрешность  $\Theta_w$  складывается из

- систематической погрешности расчетных данных глубины выгорания  $\Theta_w^{\text{расч}}$ ;
- систематической погрешности метода измерения  $\Theta_w^{\text{мет}}$ .

При этом  $\Theta_w^{\text{расч}}=10\%$  согласно [6];  $\Theta_w^{\text{мет}}=4\%$  (погрешность определения коэффициентов в эмпирических зависимостях, полученных экспериментально); тогда результирующая систематическая погрешность  $\Theta_w=10,7\%$ .

Случайная погрешность измерения  $\Theta_{\text{случ}}$  обусловлена погрешностью измерения интенсивности гамма-излучения спектрометром.

Случайная погрешность измерения  $\Theta_{\text{случ}}$  складывается из

- случайной погрешности определения площади пиков  $\Theta_{\text{случ}}^{\text{пик}}$ ;
- случайной погрешности определения физических констант  $\Theta_{\text{случ}}^{\text{ф.к.}}$ ;
- случайной погрешности градуировки  $\Theta_{\text{случ}}^{\text{град}}$ .

При этом  $\Theta_{\text{случ}}^{\text{пик}}=6\%$  (согласно [7]) сильно зависит от времени выдержки ОТВС и различна для разных линий даже одного изотопа;  $\Theta_{\text{случ}}^{\text{ф.к.}}=2\%$  (согласно [8]);  $\Theta_{\text{случ}}^{\text{град}}=8,7\%$  (согласно [7, 9]), тогда случайная погрешность  $\Theta_{\text{случ}}=10,8\%$ .

Следовательно, погрешность определения выгорания ОЯТ  $\Theta_{\text{сум}}=15,5\%$  при доверительной вероятности 0,95 и времени выдержки ОТВС более 2 лет.

Случайная погрешность измерения на АЭС составила:

- для линии 661 кэВ  $^{137}\text{Cs}$  в лучшем случае 8,8%, в большинстве случаев погрешность равна 9,2%;
- для линии 604 кэВ  $^{134}\text{Cs}$  в лучшем случае 10,6%, обычно она равна 11,8%;
- для суммы линий 796 и 802 кэВ  $^{134}\text{Cs}$  в лучшем случае 9,2%, обычно она равна 10,6 %.

Полученные результаты с нашей точки зрения не отвечают потребностям использования системы на АЭС. Простые отклонения очень малы и это создает ложное впечатления достаточно точных результатов. Однако если, в свою очередь, провести статистический анализ полученных отклонений, то можно получить полезную информацию об основных источниках ошибок.

Например, такой анализ показывает, что среднее значение отклонения определения времени выдержки после облучения очень незначительно. Но при этом можно рассмотреть в качестве случайной независимой переменной значение отклонения (ошибку) для каждого конкретного значения оценки времени выдержки от средней величины. Дисперсия распределения такой случайной величины достаточно велика. Это приводит к тому, что имеет место увеличение погрешности определения выгорания на основании отношений, т.к. при типичном времени выдержки (несколько лет) погрешность несколько процентов в определении выдержки приводят к большой погрешности для  $^{134}\text{Cs}$  с небольшим периодом полураспада, но при этом это в меньшей степени отражается на  $^{137}\text{Cs}$ . Анализ полученных эмпирических калибровочных зависимостей для отношений ( $I(^{134}\text{Cs})/I(^{137}\text{Cs})$ ) показал, что они практически совпадают с расчетными значениями, которые рассматриваются в [5, 8].

Необходимо учитывать, что указанные зависимости являются базовыми для расчета выгорания. Это позволяет сделать предположение о другом варианте анализа и

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

---

интерпретации результатов. Был предложен подход, который базируется на применении теории информации, например, для численной оценки результатов химико-аналитических исследований, оценки результатов моделирования в ходе анализа сложных систем [11].

На основании результатов, изложенных в [11] для статистической оценки гипотезы, что совокупность экспериментальных данных незначительно отличается от той, которая возможна при некотором теоретическом законе, может быть проведено испытание на соответствие при помощи параметра  $\chi^2$ . В методе  $\chi^2$  в качестве меры отклонения экспериментальных точек от ожидаемых значений принимается сумма квадратов отклонений от предполагаемой зависимости. При предлагаемом методе число степеней свободы определяется как  $(n-2)$ , где  $n$  – число измерений [12].

Процедура использования  $\chi^2$  такова:

1) выдвигается предположение о зависимости, связывающей выгорание и отношение активностей для каждого обогащения;

2) определяется значение  $\chi^2$  для каждой выборки (обогащение, статистическая погрешность, количество экспериментальных точек); при этом при расчете  $\chi^2$  используется разность между ожидаемым расчетным значением выгорания и экспериментальным;

3) сравнивается полученное значение  $\chi^2$  с нормируемым табличным значением для заданной доверительной вероятности (обычно берут 0,95); если полученное значение  $\chi^2$  меньше нормируемого, то можно говорить, что при данном уровне доверительной вероятности принятая к качеству гипотезы зависимость описывает экспериментальные данные;

4) процедура может быть проведена повторно после удаления «промахов» (явных ошибок); в качестве методики удаления явных ошибок используется критерий Стьюдента.

Такая трактовка анализа результатов измерений выгорания близка к предлагаемой в [13].

### **Литература**

1. ПНАЭ Г-14-029-91. Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики. – М.: ЦНИИатоминформ, 1992. – 33 с.
2. *Маслов О.В., Максимов М.В., Олейник С.Г., Кальнев Л.Л.* Система радиационно-технологического контроля отработавшего топлива реактора ВВЭР//В сб.: «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». II Междунар. науч.-технич. конф. (Москва, 22-23 марта 2001 г.). – С. 308.
3. *Олейник С.Г., Маслов О.В., Максимов М.В.* Анализ возможностей применения однотипных технических средств и методического обеспечения для контроля состояния ядерного топлива и ядерных материалов в реальном времени//*Известия вузов. Ядерная энергетика.* – 2004. – № 1. – С. 87–97.
4. *Маслов О.В., Олейник С.Г., Кальнев Л.Л., Савельев С.А.* Определение глубины выгорания ядерного топлива в реальном времени при проведении перегрузки//*Автоматика. Автоматизация. Электротехн. комплексы и системы.* – 2000. – № 1(6). – С. 141-148.
5. *Олейник С.Г., Максимов М.В., Маслов О.В.* Методика определения выгорания отработавшего ядерного топлива в процессе перегрузки//*Атомная энергия.* – 2002. – Т. 92. – Вып. 4 – С. 268-272.
6. *Пыткин Ю.Н., Андрушечко С.А., Васильев Б.Ю., Голощапов С.Н.* Внедрение на Кольской АЭС прибора для измерения глубины выгорания отработавших тепловыделяющих сборок/Тр. Рос. междунар. конф. по учету, контролю и физ. защите ядерн. материалов (Обнинск, 9-14 марта 1997 г.). – С. 637-645.
7. ГОСТ 26874-86 (СТ СЭВ 5053-85). Спектрометры энергией ионизирующих излучений. Методы измерения основных параметров.

8. Немытов С.А., Беспалов В.Н., Сомов И.Е. и др. Анализ безопасности при хранении ядерного топлива на АЭС/ В сб.: «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». II-ая межд. науч.-технич. конф. (Москва, 22-23 марта 2001г.). – С. 156-171.
9. Методические указания. Гамма-спектрометры с ППД. Методика поверки МИ 1916-88. – М., 1988.
10. Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А., Сидоренко В.Д. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 384 с.
11. Шенон Р. Имитационное моделирование систем: искусство и наука (пер. с англ.). – М.: Мир, 1978. – 418 с.
12. Жуковский А.Н., Пшеничный Г.А., Мейер А.В. Высокочувствительный рентгенофлюоресцентный анализ с полупроводниковыми детекторами. – М.: Энергоатомиздат, 1991. – 220 с.
13. Райлли Дуглас, Энслин Норбрем, Смит Хэйстингс мл., Крайне Сара. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов: Office of Nuclear Regulatory Research, US Nuclear Regulatory Commission. – Washington, DC, 1991 – NUREG/CR-5550 (пер. с англ.). – М.: ЗАО «Издательство Бином», 2000. – 720 с.

Поступила в редакцию 29.07.2005

# ЗАМКНУТЫЙ И ЗАКРЫТЫЙ (on site) ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ РБН НЕТРАДИЦИОННОЙ КОНСТРУКЦИИ

**Г.Б. Усынин, А.А. Кравченко, С.Г. Усынина**

*Нижегородский государственный технический университет, г. Н. Новгород*



Проведен анализ замкнутого топливного цикла для насыпной активной зоны реактора на быстрых нейтронах. Рассмотрены возможности глубокого выжигания отвального урана. Обсуждаются два варианта: со смешанной уран-плутониевой топливной композицией и с раздельным размещением нитридов плутония и отвального урана в разных твэлах. Показаны условия достижения в закрытом топливном цикле нулевого баланса по плутонию.

## ОПРЕДЕЛЕНИЯ

Замкнутым будем считать топливный цикл (ТЦ) реактора на быстрых нейтронах (РБН), когда делящиеся нуклиды из отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) после регенерации возвращаются в активную зону.

Закрытым назовем ТЦ, когда все материалы, включая конструкционные, используемые в активной зоне, остаются на площадке (on site) атомной станции в течение всего срока ее эксплуатации.

Под нетрадиционной конструкцией в данном случае будем понимать РБН с активной зоной в виде слоя шаровых твэл, охлаждаемой потоком жидкого металла. Применительно к высокотемпературным газовым реакторам этот тип обозначается PBMR (Pebble Bed Modular Reactor). В нашем случае по аналогии можно использовать аббревиатуру PBLMFR (Pebble Bed Liquid Metal Fast Reactor) или, короче, PBFR. Концепция такого реактора представлена нами в [1].

Для обеспечения обозначенного выше ТЦ в числе необходимых можно назвать следующие условия:

- коэффициент воспроизводства должен быть близок к единице;
- регенерация топлива с изготовлением новых твэл оперативно производится на площадке атомной станции;
- конструкционные материалы активной зоны допускают повторное использование немедленно после извлечения из активной зоны или после непродолжительной выдержки.

Выполнение первого условия достигается, если объем активной зоны  $\sim 7 \text{ м}^3$ , объемная доля топливной композиции не менее 0,4 при использовании карбидов (нитридов) U и Ru или металлического топлива [2].

Для выполнения второго условия благоприятны следующие обстоятельства. Активная зона складывается из единственного и простого изделия малого объема

– шара диаметром 1÷2 см, обращение с которым возможно без принудительного охлаждения при выдержке после облучения менее суток. Электрохимические способы очистки без значительного разделения актинидов (пиропроцессинг) [3] допускают использование компактных, полностью автоматизированных установок, работающих непрерывно в режиме on line, с регенерацией рабочих сред. Сохранение хорошего нейтронного баланса в РБН не требует высокой степени очистки ОЯТ от продуктов деления. В список слабоактивируемых элементов, допускающих обращение сразу же после остановки реактора, входят такие металлы как Ti, Cr, V [4], сплав которых как конструкционный материал для термоядерных реакторов упоминается в литературе [5, 6].

### РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ РЕАКТОРА

Активная зона представляется однородным цилиндром радиусом 150 см и высотой 100 см со следующим объемным составом: 42,3% – топливная композиция; 39% – натрий; 18,7% – конструкционный материал (сплав упомянутых выше металлов). Такой объемный состав реализуется насыпкой шаровых твэл с отношением толщины оболочки к радиусу сердечника 0,13 (как в стержневых твэлах БН-600 и БН-800). Состав бокового отражателя: ~ 90% – конструкционный материал; 10% – натрий. Торцевые отражатели на 90% состоят из натрия, что обеспечивает отрицательный пустотный эффект реактивности по теплоносителю.

### АЛГОРИТМ РАСЧЕТА

Будем предполагать, что твэлы многократно проходят через активную зону (принцип МПАЗ) до набора предельного флюенса  $z_{\text{п}}$ . Кинетика изменения концентраций при выгорании  $\{\rho_i(z)\}$  и средний состав активной зоны  $\{\bar{\rho}_i\}$  определяются с использованием одногрупповых сечений, полученных усреднением по спектру нейtronов и объему активной зоны. В этом случае все твэлы, окончательно удаляемые из активной зоны, будут иметь примерно одинаковое выгорание, а сама активная зона будет иметь среднестационарный постоянный состав. Кинетика выгорания и сохранение условия критичности реализованы в виде алгоритма, представленного на рис. 1. Пояснения обозначений даются ниже. Средние одногрупповые сечения  $\{\sigma_i\}$ , реактивности нуклидов  $\{\xi_i\}$  и интеграл реактивности  $J = \sum_i \rho_i \xi_i$  в критическом реакторе рассчитывались по программе SYNTES-H с константами БНАБ.

Рассматривались два варианта:

**А** – Активная зона состоит из твэлов двух типов: топливных, содержащих PuN, плотностью  $\varepsilon_t \gamma_0$ , где  $\gamma_0 = 14250 \text{ кг}/\text{м}^3$  и сырьевых, содержащих UN с плотностью  $\varepsilon_c \gamma_0$ . Доля топливных твэлов  $\alpha$ .

**Б** – Активная зона состоит из твэлов одного типа, содержащих смесь UN+PuN плотностью  $\varepsilon \gamma_0$  ( $\varepsilon = \varepsilon_t = \varepsilon_c$ ). В этом случае  $\alpha$  обозначает долю PuN («обогащение»).

В обоих случаях использовался отвальный уран, изотопный состав загружаемого плутония принимался постоянным: 0,57: 0,31: 0,09: 0,03/ $^{239}\text{Pu}$ :  $^{240}\text{Pu}$ :  $^{241}\text{Pu}$ :  $^{242}\text{Pu}$ .

Пределные флюенсы  $z_{\text{пс}}$  и  $z_{\text{пт}}$  выбирались из условия заполнения свободного пространства внутри оболочки твэл в предположении, что объем, занимаемый продуктами деления, вдвое больше объема разделившегося металла. Самосогласованность рассчитанных концентраций тяжелых нуклидов с нейтронно-физическими балансом обеспечивалась периодическим перерасчетом по программе SYNTES (пунктирная линия на рис. 1).

В интеграл реактивности не включались теплоноситель и конструкционный

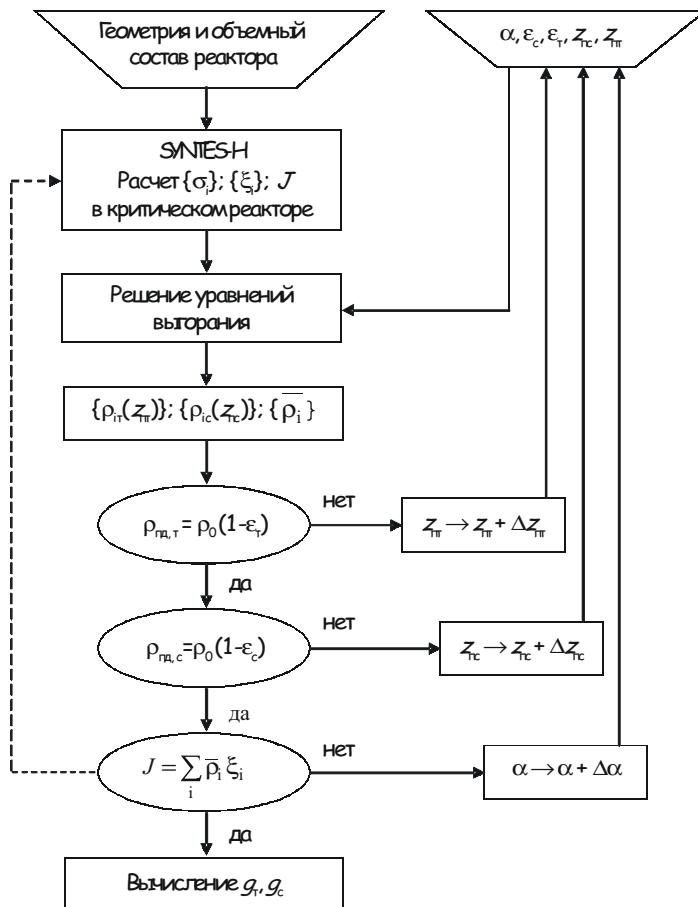


Рис. 1. Алгоритм расчета

материал. Величину этого интеграла можно считать практически постоянной [2,7], поскольку геометрия и объемные составы активной зоны и отражателей сохранились при всех вариантических расчетах.

Расходы топливных и сырьевых твэл  $g_t$  и  $g_c$  рассчитывались на единицу энерговыработки реактора МВт(т)-сут. Для привязки к временному масштабу использовалось предположение, что средняя теплоизделийность активной зоны 300 МВт/м<sup>3</sup>, что примерно соответствует условиям БН-800. Удельная поверхность теплосъема в насыпной активной зоне будет не меньше, чем в БН-800, при диаметре шара  $d_{ш} \leq 12$  мм.

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

На рис. 2 показана зависимость предельного флюенса  $z_n$  от плотности топливной композиции в сырьевых твэлах при фиксированной пористости в топливных твэлах или от плотности смешанного уран-плутониевого топлива (вариант Б). Как видно из рисунка, предельные флюенсы в сырьевых твэлах (вариант А) значительно превышают характерные для РБН традиционной конструкции. В то же время, в каждом варианте флюенс, приходящийся на твэлы, содержащие при загрузке плутоний, не превышает тех, что набирают стальные оболочки твэл реактора БН-600 (повреждающая доза менее 80 смешений на атом).

В варианте Б, однако, расход твэл в несколько раз выше, чем при загрузке урана и плутония в разные твэлы (рис. 3). Если после испытаний в реакторных усло-

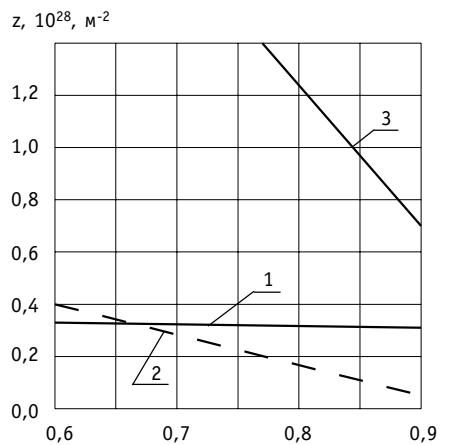


Рис. 2. Зависимость предельного флюенса от относительной плотности топливной композиции:  
— вариант А; - - - вариант Б;  
1 —  $z_{\text{пт}} \varepsilon = \varepsilon_c$ ;  $\varepsilon_t = 0,7$ ; 2 —  $z_{\text{nc}} \varepsilon = \varepsilon_c$ ;  $\varepsilon_t = 0,7$ ;  
3 —  $z_n \varepsilon = \varepsilon_c = \varepsilon_t$

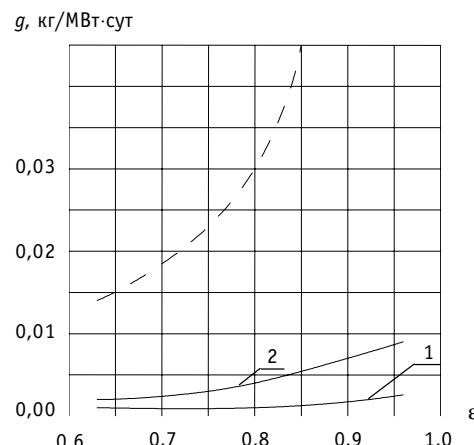


Рис. 3. Расход топливной композиции:  
— вариант А: 1 —  $g_t$ ; 2 —  $g_c$ ;  
- - - вариант Б

виях и набора представительной статистики повреждений будет подтверждена допустимость достижения сырьевыми твэлами флюенса порядка  $10^{28} \text{ м}^{-2}$ , то вариант А позволит существенно уменьшить интенсивность рефабрикации шаровых твэл. Альтернативой может стать введение промежуточного передела сырьевых твэл без химической переработки топливного материала (смена оболочки). В этом случае флюенс, набираемый оболочечным материалом, будет меньше, чем у топлива. Можно ожидать, что в реакторе с шаровыми твэлами проблема распускания и деформирования компонентов активной зоны при глубоком выгорании топлива не будет иметь такой остроты, как в традиционной кассетно-стержневой активной зоне РБН.

С какой скоростью должны перерабатываться твэлы в рассматриваемом РБН при разных диаметрах твэл показано в табл. 1. При реализации принципа МПАЗ и его преимущества скорость извлечения твэл из реактора и последующей загрузки должна быть в 5–10 раз выше указанной в табл. 1.

Параметром, который обеспечивает постоянство критичности реактора, является  $\alpha$ . В варианте А он мало меняется в зависимости от величины  $\varepsilon_c$  и имеет слабо выраженный минимум  $\alpha_{\min} = 0,066$  при  $\varepsilon_c \approx 0,8$ . Доля  $\alpha$  можно оперативно менять при отклонениях состава загружаемого топливного материала от номинального путем изменения скорости загрузки (выгрузки) топливных твэл. Более

Таблица 1

**Интенсивности рефабрикации шаровых твэл  
(КИУМ=0,7)**

d, мм	Интенсивность, шт/ч		
	Вариант А ( $\varepsilon_c = 0,85$ ; $\varepsilon_t = 0,70$ )		Вариант Б ( $\varepsilon = 0,75$ )
	топливные твэлы	сыревые твэлы	
10	36	136	660
15	11	40	200
20	5	17	80

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

консервативен параметр  $\alpha$  в варианте Б, поскольку его изменение связано с перестройкой процесса формирования уран-плутониевой смеси. В рассматриваемом здесь случае  $\alpha_{\min} = 0,121$  для варианта Б, т.е. почти в два раза больше, чем в варианте А.

Для обеспечения закрытого топливного цикла необходимо, чтобы был соблюден баланс по плутонию и не появлялись в значительном количестве его излишки, а с другой стороны, была гарантирована критическая масса делящегося материала. Поскольку изотопный состав плутония в процессе выгорания меняется, удобно эквивалентировать по реактивности весь плутоний к основному делящемуся изотопу  $^{239}\text{Pu}$ . В качестве весовых коэффициентов принимаются  $\xi_i$ , вычисляемые с помощью теории возмущений. Величина наработки избыточного эквивалентного плутония при различной пористости топливно-сыревой композиции представлена на рис. 4.

В варианте А нулевой баланс по плутонию достигается с помощью приемлемой плотности топлива на уровне 75% от теоретической. Состав выгружаемого топлива и относительные реактивности для этого случая приведены в табл. 2. Интеграл реактивности  $J = 0,5302$ .

Данные из табл. 2 свидетельствуют, что изотопный состав плутония в топливных твэлах ухудшается. Если один килограмм загружаемого плутония эквивалентен по реактивности 0,727 кг  $^{239}\text{Pu}$ , то один килограмм выгружаемого из топливных твэлов плутония эквивалентен 0,616 кг  $^{239}\text{Pu}$ . Значительно более качественным является плутоний из сырьевых твэлов. В данном случае один килограмм его эквивалентен 0,818 кг  $^{239}\text{Pu}$ .

Вариант Б не позволяет достичь нулевого баланса по плутонию и нужно снижать избыточный поток плутония другим способом. Таковым может быть изменение высоты насыпной активной зоны (в данном случае, ее уменьшение). Небольшое количество избыточного плутония, по-видимому, будет необходимо, если

Таблица 2

### Состав ОЯТ в варианте А с нулевым балансом по плутонию, доли от первоначально загруженного тяжелого металла

Изотоп	Топливные твэлы	Сыревые твэлы	Относительная реактивность
$^{238}\text{U}$	0	0,6794	-0,0355
$^{239}\text{Pu}$	0,3034	0,0840	1
$^{240}\text{Pu}$	0,2934	0,0279	0,0802
$^{241}\text{Pu}$	0,0710	0,0090	1,451
$^{242}\text{Pu}$	0,0329	0,0005	0,0510
ПД*	0,2993	0,1992	-0,1069

\* В продукты деления (ПД) включены малые актиниды

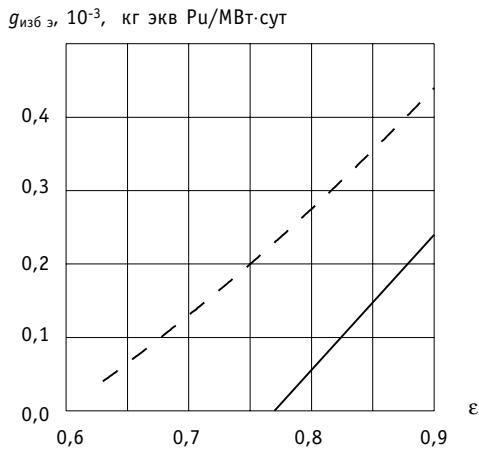


Рис. 4. Наработка избыточного плутония:  
— вариант А; - - - вариант Б

учесть некоторые потери его при переработке и уход вместе с продуктами деления и, кроме того, компенсацию неполной очистки ОЯТ от последних. При регенерации неизбежны также и некоторые потери металла оболочек твэл.

Если принять, что рассмотренный выше реактор будет работать на тепловой мощности 2100 МВт (как и БН-800) с КИУМ = 0,7, то за срок службы 30 лет будет израсходовано около 20 т отвального урана и наработано примерно такое же количество продуктов деления. Объем последних не превысит ~2,5 м<sup>3</sup>, что позволит хранить их под контролем в виде капсул на территории атомной станции.

### **Литература**

1. Усынин Г.Б., Усынина С.Г. Об использовании концепции насыпной активной зоны для РБН// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2001. – № 3.
2. Усынин Г.Б., Карабасов А.С., Чирков В.А. Оптимизационные модели реакторов на быстрых нейтронах. – М.: Атомиздат, 1993.
3. Усынин Г.Б., Петров А.В., Усынина С.Г. Возможности интегрированного топливного цикла в достижении экологической приемлемости атомных станций//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1998. – № 4.
4. Усанов В.И. Докторская диссертация. – ФГУП ФЭИ, 2002.
5. Erjaiks C.I. Low-activation fission materials development and related nuclear data needs. Proc. of Advisory Group Meetings IAEA – 572. Vienna 1990. – P. 53.
6. Конн Р.У., Чуянов В.А., Иное Е. и др. Международный термоядерный экспериментальный реактор. В мире науки (Scientific American). – М.: Мир, 1992. – № 6.
7. Стумбур Э.А. Применение теории возмущений в физике реакторов. – М.: Атомиздат, 1976.

Поступила в редакцию 31.01.2005

# ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ ПРИМЕНЕНИЯ ЭВТЕКТИКИ Li(17) Pb(83) В БЛАНКЕТЕ ТОКАМАКА

**А.В. Безносов\*, А.В. Семенов\*, В.Л. Константинов \*\*, О.В. Баранова\*,  
С.А. Кузьминых\***

\* Нижегородский государственный технический университет, г. Н.Новгород

\*\* ОАО «ТВЭЛ», г. Москва



Представлены экспериментальные данные, полученные при обосновании применения эвтектики Li(17) Pb(83) в энергетическом контуре системы преобразования тепловой энергии бланкета токамака. Определены зависимости электрофизической характеристики рб электроизолирующего покрытия от режимных и других параметров. Исследования были проведены на образцах из аустенитной стали, в диапазоне температур до 500°C, содержанием примеси кислорода в теплоносителе на линии насыщения и др.

## ВВЕДЕНИЕ

Свойства внутренней безопасности эвтектики Pb-Li, по сравнению с литием, инициируют работы по обоснованию ее применения в бланкете токамака [1]. В отличие от лития, эвтектика Pb-Li взрывопожаробезопасна. При ее использовании возможно снижение магнитогидродинамического (МГД) сопротивления при течении жидкокометаллического теплоносителя в поперечном магнитном поле бланкета.

В Нижегородском техническом университете проводились и проводятся исследования для обоснования концепции применения эвтектики Li(17) Pb(83) в качестве теплоносителя энергетического контура бланкета токамака.

Существенное снижение МГД-сопротивления потоку жидкокометаллического теплоносителя в мощном поперечном магнитном поле возможно путем увеличения электросопротивления зоны контакта теплоносителя со стенкой канала [2]. Авторами теоретически и экспериментально исследовались технологии формирования электроизолирующих покрытий в эвтектике Pb-Li на стальах, ванадиевых и бериллиевых сплавах, на основе эмалей, соединений компонент конструкционных материалов с углеродом, азотом, кремнием, кислородом. Исследовались эксплуатационные характеристики этих покрытий в условиях реального энергетического контура, а также возможность доформирования покрытий при их локальных разрушениях вследствие термокачек и других процессов.

Термодинамические расчеты потенциала взаимодействия эвтектики Li(17) Pb(83) с кислородом показали, что в диапазоне рабочих температур (300–400°C) его значение, в отличие от лития, меньше, чем значение величины термодинамического потенциала реакций взаимодействия компонент конструкционных материалов (Fe, Cr, V, Ti,

© А.В. Безносов, А.В. Семенов, В.Л. Константинов, О.В. Баранова, С.А. Кузьминых, 2005

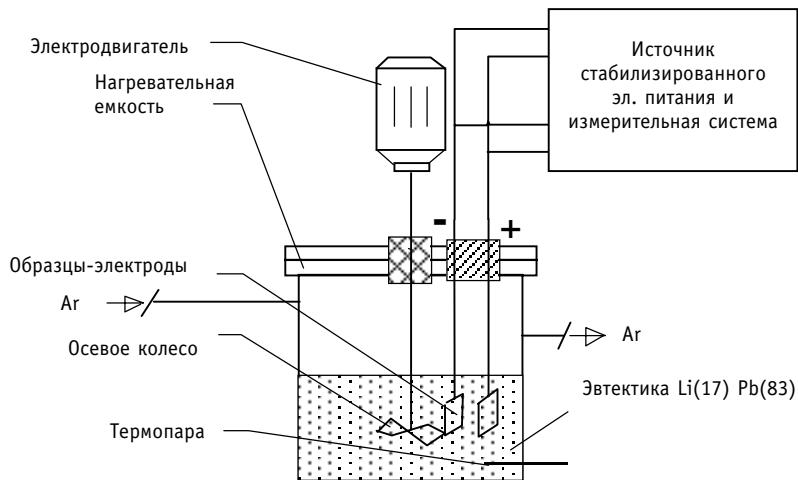


Рис.1. Схема экспериментальной установки

Ве). Эти расчеты обеспечивают научно-техническую основу создания электроизолирующих оксидных покрытий, формируемых и доформируемых на соответствующих сталях, бериллиевых и ванадиевых сплавах в контакте с эвтектикой Li(17) Pb(83).

Исследования характеристик процессов взаимодействия конструкционных материалов с формируемыми на их поверхностях оксидными электроизолирующими покрытиями и свинец-литиевой эвтектики проводились на установке, представленной на рис. 1.

Целью экспериментов являлось определение зависимости электрофизической характеристики – величины  $\rho\delta$  электроизолирующего покрытия от режимных и других параметров. Исследования проводились в диапазоне температур 300–500°C.

## МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Емкость с эвтектикой Li(17) Pb(83) герметично закрывалась. Газовый объем продувался аргоном высокой чистоты с избыточным давлением 10–15 мм водного столба, определяемым уровнем столба воды в гидрозатворе (на рис. 1 не указан). Эвтектика нагревалась и поддерживалась при заданной температуре автоматически электронагревателем. Образцы-электроды заглублялись под уровень жидкого металла. На поверхности образцов формировалось электроизолирующее покрытие. К гермовводам образцов подключался источник постоянного тока и производился замер падения напряжения при значениях тока от 0,5 до 2,5 А.

Величина удельного электросопротивления  $\rho\delta$  вычислялась из выражения:

$$\rho\delta = \frac{\Delta U}{I} \cdot \frac{S}{2}, \quad (1)$$

где  $\Delta U$  – падение напряжения, В;  $I$  – ток, А;  $S$  – площадь поверхности образцов, м<sup>2</sup>.

Проведенные оценки показали, что составляющая величины  $\rho\delta$ , обусловленная электроизолирующими покрытиями на образцах, составляет более 90% определяемой величины.

Измерения проводились при различных режимах обтекания образцов-электродов.

В процессе испытаний временных зависимостей характеристики  $\rho\delta$  проводились циклы «замораживания-размораживания» эвтектики в емкости путем нагрева до заданной величины (включением нагревателей), выдержки и последующим охлаждением до 20°C естественным путем (отключением нагревателей) с целью проверки эвтектического состава сплава.

## ЗАВИСИМОСТЬ ЭЛЕКТРОФИЗИЧЕСКОЙ ХАРАКТЕРИСТИКИ $\rho\delta$ ОТ ВРЕМЕНИ ВЫДЕРЖКИ В ЭВТЕКТИКЕ Li(17) Pb(83)

Результаты одной из серий экспериментов (при значении тока 0,5 А) представлены на рис. 2. Время нахождения эвтектики при температуре ниже 350°C в процессе охлаждения, выдержка при температуре около 20°C и разогрев до 350°C – циклы «замораживания-размораживания» на рис. 2 не отражены. Величина  $\rho\delta$  в процессе эксперимента, проводимого около 50 ч при температуре 350°C, составляла  $(1,1-1,25)\cdot10^{-4}$  Ом·м<sup>2</sup>. Термокачки не оказывали существенного влияния на величину  $\rho\delta$  покрытий. Это можно объяснить следующими причинами. Первая – электроизолирующее покрытие в процессе термокачки – цикла «замораживания-размораживания» не разрушается. Вторая – в процессе экспериментов происходило доформирование оксидных покрытий, в том числе за счет того, что содержание кислорода в эвтектике поддерживалось на линии насыщения. Проведенные эксперименты подтвердили возможность формирования и доформирования оксидных электроизолирующих покрытий на поверхности конструкционных материалов и их сохранение при термокачках в диапазоне (350 – 20 – 350°C).

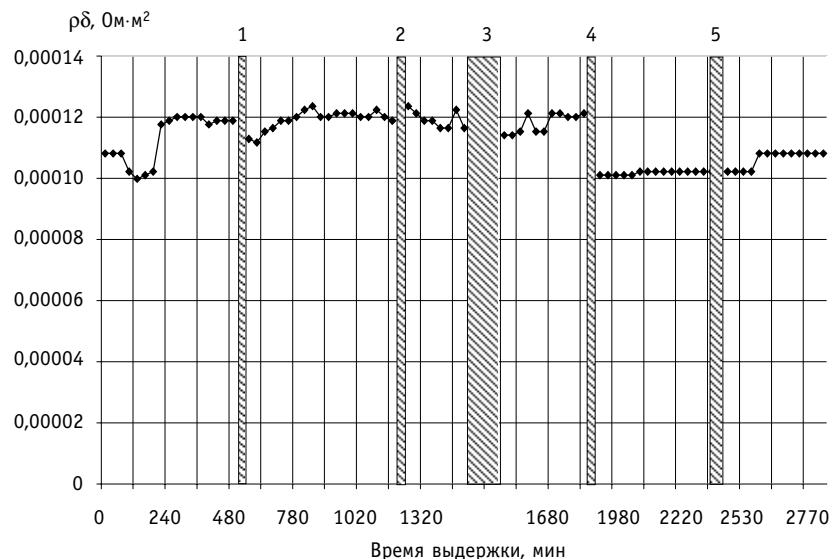


Рис. 2. Зависимость величины  $\rho\delta$  электроизолирующих покрытий при температуре 350°C (образцы из стали 08Х18Н10Т): 1–5 – циклы «замораживание-размораживание»

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ТЕРМОУДАРОВ НА ХАРАКТЕРИСТИКИ ЭЛЕКТРОИЗОЛИРУЮЩИХ ПОКРЫТИЙ

В процессе эксплуатации свинец-литиевого контура теплоотвода от бланкета токамака возможны термоудары, как при нормальной работе (например, при снижении энерговыделения при постоянном расходе теплоносителя), так и в аварийных ситуациях. Проведенные расчетные оценки показали возможность возникновения в контуре и в электроизолирующих покрытиях термоударов со скоростью до 20°C/с при величине перепада температур 150–200°C. Экспериментальные исследования работоспособности оксидных электроизолирующих покрытий при термоударах проводились на установке, аналогичной описанной выше. Отличие заключалось в том, что в объем теплоносителя был введен змеевик из стали 10Х18Н10Т с возможностью прокачки через него воды под давлением. Контроль температуры эвтектики в зоне образцов-электродов осуществлялся погружной микротермопарой типа ХК.

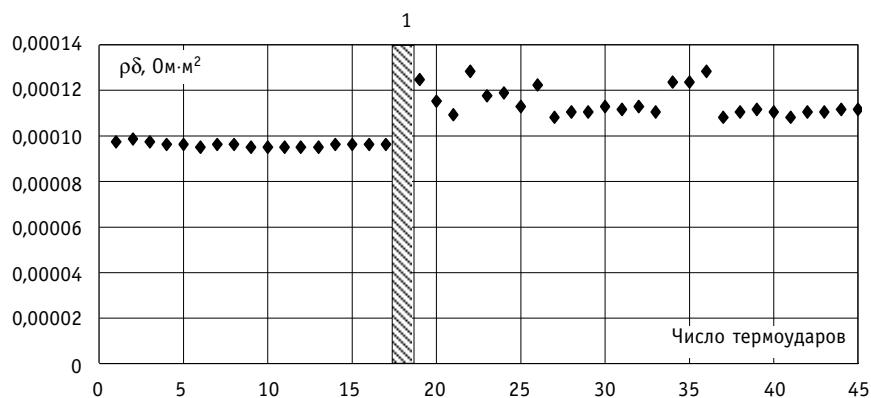


Рис. 3. Зависимость величины  $\rho\delta$  электроизолирующих покрытий от количества термоударов: 1 – цикл «замораживание-размораживание»

Зависимость величины  $\rho\delta$  от числа термоударов представлена на рис. 3. После 17 термоударов, величиной около  $20^\circ\text{C}/\text{s}$ , с охлаждением от  $350^\circ\text{C}$  до  $150-200^\circ\text{C}$  и последующими испарением воды из змеевика и разогревом эвтектики до  $350^\circ\text{C}$ , эксперимент был прекращен. Через 24 ч эксперимент был продолжен и дополнительно произведено 27 термоударов.

В процессе и после проведения 44 термоударов не зафиксировано заметного изменения величины  $\rho\delta$  электроизолирующих покрытий на образцах.

Эксперименты подтвердили работоспособность электроизолирующих покрытий при термоударах в контуре (при содержании кислорода в эвтектике на линии насыщения).

### ЗАВИСИМОСТЬ ЭЛЕКТРОФИЗИЧЕСКОЙ ХАРАКТЕРИСТИКИ $\rho\delta$ ОКСИДНЫХ ПОКРЫТИЙ ОТ ТЕМПЕРАТУРЫ

В процессе экспериментов зафиксировано увеличение значения величины  $\rho\delta$  образцов с оксидными покрытиями от температуры эвтектики Li(17) Pb(83). Так, например, величина  $\rho\delta$  покрытий на образцах из стали 08X18H10T составляла:  $1,22 \cdot 10^{-4}$   $\text{Ом}\cdot\text{м}^2$  ( $300^\circ\text{C}$ );  $1,25 \cdot 10^{-4}$   $\text{Ом}\cdot\text{м}^2$  ( $400^\circ\text{C}$ );  $1,29 \cdot 10^{-4}$   $\text{Ом}\cdot\text{м}^2$  ( $500^\circ\text{C}$ ). В процессе экспериментов (согласно методике их проведения) содержание примеси кислорода в теплоносителе поддерживалось на линии насыщения. Это предполагало возможность «выгорания» лития из эвтектики Li(17) Pb(83) с уменьшением его содержания в расплаве. Периодически проводились циклы «замораживания-размораживания» с определением температуры плавления двойной системы и соответственно с ориентировочным определением фазового состава системы.

В процессе всех экспериментов температура «замораживания-размораживания» теплоносителя оставалась постоянной ( $233^\circ\text{C}$ ).

### ВОЛЬТ-АМПЕРНАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА СИСТЕМЫ ЭЛЕКТРОД – ОКСИДНОЕ ПОКРЫТИЕ – ЭВТЕКТИКА Li(17) Pb(83)

Экспериментально определенная вольт-амперная характеристика системы электрод–оксидное покрытие–эвтектика–электрод, которая имеет ярко выраженный линейный характер представле-

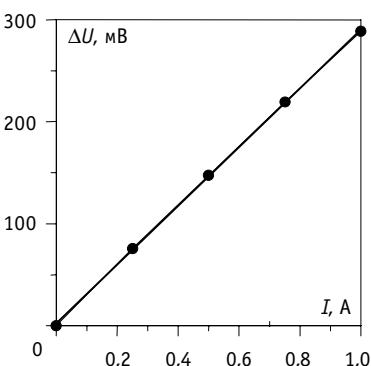


Рис. 4. Вольт-амперная характеристика системы электрод–оксидное покрытие–эвтектика–электрод для образцов–электродов из стали 08X18H10T

на на рис. 4. Это позволяет предполагать, что характеристики оксидных покрытий близки к характеристикам изолятора.

## РЕЗУЛЬТАТЫ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКОГО АНАЛИЗА ОБРАЗЦОВ-ЭЛЕКТРОДОВ

Рентгенофазовый анализ образцов-электродов и продуктов взаимодействия эвтектики с конструкционными материалами и газовой средой (шлаки, перенесенные массы, оксидные формирования на поверхностях конструкций и узлов) после экспериментов проводились специалистами ГНЦ РФ-ФЭИ по стандартным методикам с использованием рентгеновских установок УРС-2,0 и ДРОН-3. Рентгеноъемка образцов фотометодом проводилась на фильтрованном кобальтовом излучении в камерах типа РКУ-114. Дифрактограммы образцов получены с использованием  $\text{Co}^{60}$   $\text{K}_\alpha$ -излучения. Анализ образцов-электродов из стали 08Х18Н10Т показал следующее: массы, налипшие на поверхность образцов в процессе извлечения из эвтектики с находившимися на ее поверхности шлаками, имеют неравномерную толщину и представляют собой сплав Pb-Li (фазы Pb и LiPb) и  $\text{Li}_2\text{CO}_3$  (рыхлые массы оранжевого цвета). Темная пленка на поверхности образцов состоит из неидентифицированной фазы X и оксида  $\text{Me}_2\text{O}_3$  ( $\text{Me}$ -Gr, и др.). Толщина пленки по рентгенографическим данным составляет 1–3 мкм. Фаза X составляет основу пленки и не относится к известным промежуточным фазам: Fe – Gr – O; Li – Fe – O; Li – Gr – O; Fe – Pb – O; Gr – Pb – O; Ti – Li – O. Соединения  $\text{Li}_2\text{CO}_3$ , вероятно, образовались после извлечения образцов за счет контакта с ними воздуха.

Полученная в результате анализа информация является неполной, но в целом соответствует результатам экспериментов и теоретического анализа. В комплексе это позволяет сделать предварительные, достаточно важные выводы, что оксидные электроизолирующие покрытия на поверхности эвтектики Li(17) Pb(83) могут быть сформированы и быть стабильными.

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ МГД-СОПРОТИВЛЕНИЯ СВИНЕЦ-ЛИТИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ПОПЕРЕЧНОМ МАГНИТНОМ ПОЛЕ

Исследования проводились на установке, представленной на рис. 5. Экспериментальный участок выполнен в виде вертикальной трубы, размещенной в пазе магнитопровода – стального горизонтального кольца (массой около  $5 \cdot 10^3$  кг). Поперечное магнитное поле (до 1,0 Тл) создается за счет тока в катушках, намотанных на магнитопровод и подключенных к источнику тока. Высота активной части экспериментального участка 0,5 м. Вертикальная труба соединяет две емкости – напорную и сливную, в которых размещены четыре электроконтактных сигнализатора уровня. Движение эвтектики Li(17) Pb(83) в поперечном магнитном поле из напорного бака в сливной осуществляется за счет гравитационных сил; обратно – выдавливанием аргоном.

В процессе проведения экспериментов измерялось время между сра-

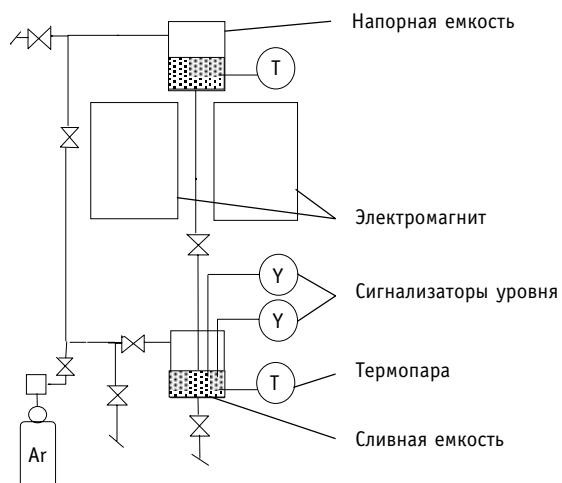


Рис. 5. Принципиальная схема экспериментальной установки

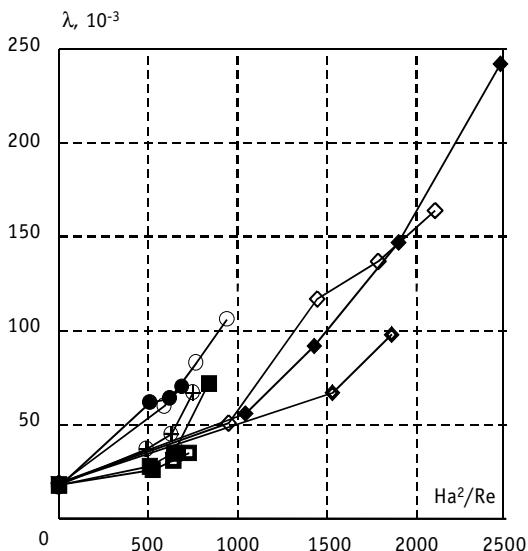


Рис. 6. Зависимость коэффициента сопротивления  $\lambda$  от комплекса  $Ha^2/Re$  для теплоносителей на основе свинца:  
 ◇ Pb-Li, 350°C; ◆ Pb-Li, 400°C; ◆ Pb-Li, 500°C;  
 □ Pb, 500°C; ■ Pb, 550°C; ○ Pb-Bi, 300°C; ⊕ Pb-Bi, 350°C;  
 ● Pb-Bi, 450°C

батыванием electroконтактных сигналлизаторов, и рассчитывался расход эвтектики через трубку со сформированным на ее поверхности электроизолирующими покрытием и без покрытия.

Примеры экспериментально определенной зависимости расхода свинецлитиевого теплоносителя от индукции магнитного поля и температуры эвтектики при течении эвтектики через круглую трубу  $\varnothing 14 \times 2,0$  мм из стали 08Х18Н10Т представлены в табл. 1 и на рис. 6.

По полученным значениям расхода через экспериментальный участок рассчитывалось общее сопротивление трассы и вычислялось МГД-сопротивление эвтектики в поперечном поле магнита. Результаты расчета в виде зависимости коэффициента сопротивления  $\lambda$  от отношения критериев Гартмана и

Таблица 1

$T, ^\circ\text{C}$	Расход эвтектики Li(17) Pb(83) через экспериментальный участок, $10^{-6} \text{ м}^3/\text{с}$		
	350	400	500
0	64,96	89,1	57,21
0,17	64,96	89,1	63,0
0,33	64,96	75,8	61,32
0,5	56,39	72,31	50,35
0,62	45,93	54,76	45,63
0,73	43,79	54,24	40,40
0,81	41,23	42,56	34,47

Рейнольдса ( $Ha^2/Re$ ) представлены на рис. 7. Данные аналогичных экспериментов на этой же установке с теплоносителями Ga, Pb, эвтектика Pb-Bi приведены на рис. 6.

Анализ результатов экспериментов показывает, что при увеличении индукции поперечного магнитного поля изменение расхода свинецлитиевого теплоносителя близко к аналогичным характеристикам свинцового и свинецвисмутого теплоносителей при течении в трубах, имеющих оксидные электроизолирующие покрытия, и существенно отличается от характеристик литиевого теплоносителя, в котором оксидные покрытия на стальных существовать не могут. Эти результаты также подтверждают возможность формирования и доформирования электроизолирующих покрытий на стальных в свинецлитиевой эвтектике.

## ИССЛЕДОВАНИЯ ВОЗМОЖНОСТИ ФОРМИРОВАНИЯ И СОХРАНЕНИЯ ОКСИДНЫХ ЭЛЕКТРОИЗОЛИРУЮЩИХ ПОКРЫТИЙ НА СТАЛЯХ

Исследования проводились путем ввода газообразного кислорода в объем эвтектики и очистки (восстановления) от избыточной фазы PbO продувкой водородом.

Полученная в одной из серий экспериментов зависимость величины  $\rho_d$  покрытий

на образцах из стали 08Х18Н10Т от времени при последовательном барботаже воздуха и водорода через слой свинец-литиевой эвтектики при ее температуре 350°C представлена на рис. 8. Периодически контролировалось сохранение эвтектоидного состояния теплоносителя по его характеристикам в процессе циклов «замораживания-размораживания». Результаты экспериментов с барботажем водорода позволили сделать важный практический вывод: покрытия консервативны к подаче водорода.

При проведении всех циклов «замораживания-размораживания» температура плавления оставалась постоянной около 233°C (в пределах погрешности эксперимента).

Это позволяет сделать вывод о том, что при массе эвтектики 8,5 кг с температурой 350–380°C при последовательном барботаже воздуха и водорода с расходом около 10 см<sup>3</sup>/с при турбулентном обтекании образцов в течение около 6 ч существенного «выжигания» лития содержащимися в газах O<sub>2</sub>, N<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>, CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>O из эвтектики не происходило, если судить по постоянному значению эвтектической температуры фазовой диаграммы.

Проведенные эксперименты по введению в эвтектику примеси висмута до 1% масс. показали, что характеристики электроизолирующих покрытий на образцах из аустенитных сталей и характеристики эвтектики заметно не изменяются. Образования интерметаллида Li<sub>3</sub>Bi и выведения лития в дисперсную фазу этого интерметаллида не зафиксировано.

## ИССЛЕДОВАНИЯ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ЭВТЕКТИКИ СВИНЕЦ-ЛИТИЙ С ВОДЯНЫМ ПАРОМ

Исследования проводились с целью определения возможности (или невозможности) реализации двухконтурной схемы системы преобразования тепловой энергии бланкета в электрическую. В емкость, содержащую 11,5 кг эвтектики, разогретую до 350°C, подавался на барботаж водяной пар с температурой 105°C. Барботаж осуществлялся через сопло, установленное в нижней части емкости и ориентированное отверстием вниз. Расход пара поддерживался постоянным и составлял 9,7·10<sup>-5</sup> кг/с. Барботаж осуществлялся сериями по 5–15 мин. После каждой серии установки расхолаживались для снятия характеристик «замораживания-размораживания» жидкого металла, т.е. определения динамики «выгорания» лития.

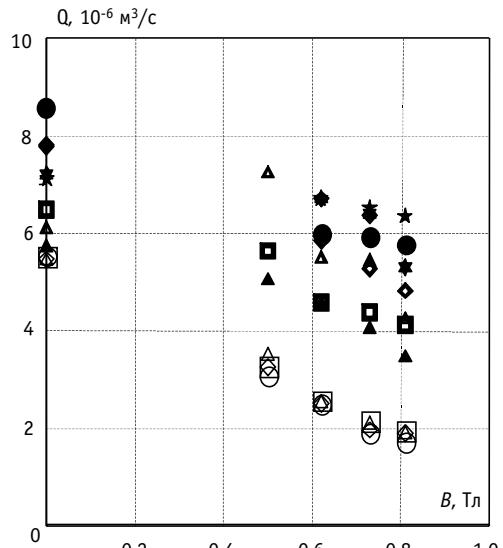


Рис. 7. Зависимость расхода жидкокометаллических теплоносителей от индукции магнитного поля:  
 ◇ Ga, 80°C; □ Ga, 150°C; ○ Ga, 200°C; Δ Ga, 500°C;  
 ■ Pb-Li, 250°C; ▲ Pb-Li, 400°C; ▲ Pb-Li, 500°C;  
 ◆ Pb-Bi, 300°C; ◆ Pb-Bi, 350°C; ● Pb-Bi, 450°C;  
 ★ Pb, 500°C; ★ Pb, 550°C

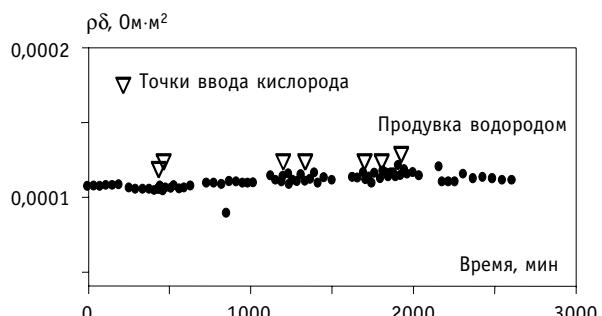


Рис. 8. Зависимость  $\rho\delta$  защитного покрытия на образцах из аустенитной стали 08Х18Н10Т от времени

Таблица 2

**Зависимость температуры плавления эвтектики  
от времени барботажа водяного пара через  
теплоноситель**

Время барботажа, мин	Температура в емкости после подачи пара на барботаже, °C	Температура плавления теплоносителя в емкости, °C
5	465	230
10	400	230
20	390	230
35	385	230
40	370	230
45	360	320

Эксперименты продолжались вплоть до полного «выжигания» лития из расплава. Зависимость температуры плавления теплоносителя (исходного – эвтектики Li(17) Pb(83)) от времени барботажа водяного пара через теплоноситель приведена в табл. 2.

Время, за которое температура плавления теплоносителя в емкости изменилась с 230°C до 320°C составило 45 мин. В процессе барботажа, вследствие экзотермических реакций фиксировалось повышение температуры в емкости от исходной перед барботажем – 350°C (после первых 5 мин – до 465°C). По мере «выгорания» лития из расплава повышение температуры постепенно уменьшалось. После окончания экспериментов в емкости находилось значительное количество шлаков, покрывающих поверхность теплоносителя и элементов конструкции емкости плотным, трудно удаляемым слоем. Шлаки представляют собой не только соединения лития, но и свинца, т.к. разность масс загруженного (11,5 кг) и выгруженного (16,5 кг) теплоносителя составила более 40% от исходной загрузки.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенные исследования являются начальным этапом работ, направленных на обоснование концепции применения эвтектики свинец-литий Li(17) Pb(83) в энергетическом контуре системы преобразования тепловой энергии бланкета токамака в электрическую. Они выполнены с ограниченным материалом образцов (аустенитные стали) в ограниченном диапазоне температур (до 500°C) и содержании примеси кислорода в эвтектике на линии насыщения и др.

Результаты экспериментов показали принципиальную возможность технической реализации энергетических контуров со свинец-висмутовой эвтектикой в специфических условиях бланкета токамака.

Проведенный эксперимент показал возможность применения двухконтурной схемы в системе преобразования тепловой энергии бланкета в электрическую (с циклом Ренкина).

## Литература

1. Gordon I.D., Garner I.K., Hoffman N.I. Application of lead and lithium – lead in fusion reactor blankets. Liquid metal engineering and technology. London: BNES, 1984. – V.1. – P. 329-336.
2. Безносов А.В., Пинаев С.С., Молодцов А.А., Муравьев Е.В. Снижение МГД-сопротивления в каналах с жидкотвердыми теплоносителями в магнитном поле бланкета и дивертора Токамака//ВАНТ. Сер.: Термоядерный синтез. – 2004. – Вып. 1. – С. 3-10.

Поступила в редакцию 29.11.2004

# ПЕРСПЕКТИВЫ ТЯЖЕЛОВОДНОГО РЕАКТОРА ДЛЯ НЕЙТРОННОЙ ТЕРАПИИ ЗЛОКАЧЕСТВЕННЫХ НОВООБРАЗОВАНИЙ

**Ю.А. Кураченко\*, Ю.А. Казанский\*, В.А. Левченко\*\*,  
Е.С. Матусевич\***

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

\*\* *ООО «Моделирующие системы», г. Обнинск*



Рассмотрена возможность использования пучков нейтронов тяжеловодных реакторов для нейtronной терапии. Проведены вариантные расчетные исследования, которые позволили найти оптимальную геометрию и фильтры для формирования пучка нейтронов с заданными свойствами. Показано, что при мощности реактора 50 МВт возможно получить пучок тепловых нейтронов, характеристики которого достаточны для проведения нейtronной терапии.

## ВВЕДЕНИЕ

Среди методов лучевой терапии злокачественных новообразований использование нейтронного излучения занимает особую нишу. Основные проблемы применения нейтронов для терапии злокачественных новообразований обсуждаются во многих работах, например, в [1–2], выводы которых суммированы во введении.

Применение излучений, создающих треки с большой плотностью ионизации, показано в случаях распространенных процессов злокачественного роста, прогностически неблагоприятных, радиорезистентных опухолей. Контингент больных с трудноизлечиваемыми новообразованиями, такими как опухоли головы и шеи, молочной железы, остеогенные саркомы и другие, составляет до 30% от всех пациентов, нуждающихся в лучевой терапии. Только по России число случаев, показанных для нейтронной терапии, варьирует в пределах 40000–50000 чел. в год. Мировой опыт использования нейтронного излучения насчитывает более 25000 клинических наблюдений. На сегодняшний день нейтронная терапия осуществляется более чем в 25 крупнейших мировых центрах; десятки стран вовлечены в работу по созданию необходимых условий для нейтронной и нейтрон-захватной терапии (НЗТ).

Для терапии злокачественных опухолей применяются как быстрые, так и тепловые и эпитетловые нейтроны. К числу преимуществ реакторных нейтронов для лучевой терапии по сравнению с другими источниками нейтронов можно отнести: энергетическую и пространственно-временную стабильность; большие геометрические сечения пучков и равномерность плотности потока по сечению пучка; малую угловую расходимость; большое значение относительной биологической эффективности.

---

© Ю.А. Кураченко, Ю.А. Казанский, В.А. Левченко, Е.С. Матусевич, 2005

## ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ К ВЫВЕДЕННЫМ ПУЧКАМ ДЛЯ НЕЙТРОННОЙ ТЕРАПИИ

Эти требования выработаны международным сообществом и сформулированы в [3].

Главными физическими параметрами следует считать: *качество излучения, пространственно-временную и энергетическую стабильность, глубину проникновения в ткань, геометрическое сечение, отношение плотности тока нейтронов к плотности потока, мощность дозы.*

Более детально параметры пучков определяются планируемыми объектами воздействия: тип, локализация, стадия опухолевого процесса с учетом основной цели лучевой терапии – максимального поражения опухолевых клеток при минимальном повреждении здоровых тканей. Кроме того, длительность процедуры облучения пациента должна составлять не более 1 ч при максимальной дозе в опухоли за один сеанс до 8–10 Гр.

Для проведения лучевой терапии радиационное поле должно быть изменяемой конфигурации с сечением пучка около  $10^2 \text{ см}^2$ . Желательные значения плотности потока нейтронов в выходном сечении пучка:  $(3\text{--}5) \cdot 10^8 \text{ н/см}^2\text{с}$  для лучевой терапии быстрыми нейтронами и порядка  $10^9 \text{ н/см}^2\text{с}$  для НЗТ.

Проиллюстрируем обоснование требований к параметрам выведенного пучка нейтронов на примере НЗТ, привлекающей наибольшее внимание исследователей.

### Нейtron-захватная терапия. Параметры нейtronных пучков для НЗТ

Нейtron-захватная терапия была предложена для облучения опухоли ионизирующими излучением с большими линейными потерями энергии (ЛПЭ).

В этом новом методе лучевой терапии используется поглощение нейтронов в радиофармпрепарате, содержащем элемент с большим сечением захвата нейтронов и последующим испусканием ионизирующего излучения с малым пробегом и большими ЛПЭ, что позволяет уничтожать опухолевые клетки, в меньшей степени, чем обычно, затрагивая нормальные ткани.

В первую очередь, в этом методе используется радионуклид  $^{10}\text{B}$ . Пучок достигает опухоли, в которую предварительно введен фармпрепарат, содержащий бор. Сечение реакции  $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$  для тепловых нейтронов велико –  $3,8 \cdot 10^3$  барн. Энергия реакции, большую часть которой получает альфа-частица, равна 2,8 МэВ. Альфа-частицы обладают высокой ионизирующей способностью и коротким пробегом. Длина свободного пробега альфа-частиц порядка диаметра клетки (10 мкм). Для полного разрушения клетки достаточно попадания в нее нескольких альфа-частиц. В последнее время получены новые боросодержащие соединения, обладающие повышенным сродством к опухолевой ткани, разработаны способы получения пучков надтепловых нейтронов, обеспечивающие возможность лечения глубокозалегающих опухолей.

Для лечения опухолей мозга может оказаться перспективным использование радионуклида  $^{157}\text{Gd}$ , для которого сечение захвата тепловых нейтронов аномально велико –  $2,4 \cdot 10^5$  барн. В результате радиационного захвата испускаются гамма-кванты, часть из которых обладает относительно небольшой энергией и электроны внутренней конверсии, создающие высокую локальную поглощенную дозу.

Если опухоль находится в глубине тела, то для создания максимальной дозы в опухоли наиболее подходят эпитетловые нейтроны, для поверхностно расположенных опухолей – тепловые.

При облучении тепловыми нейтронами максимум плотности потока реализуется на поверхности. Эпитетловые нейтроны создают максимум плотности потока тепловых нейтронов на глубине 2–3 см, а затем плотность потока падает приблизительно

## ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

---

по экспоненте. Глубина проникновения эпитетловых нейтронов в фантом зависит от их энергии – чем больше энергия, тем на большей глубине располагается максимум плотности потока тепловых нейтронов. Пучки нейтронов из каналов реакторов со средними энергиями около 1 МэВ обладают достаточной глубиной проникновения в тканеэквивалентную среду (50% изодоза на глубине 5–6 см).

На практике не существует чисто тепловых, эпитетловых или быстрых пучков нейтронов. В любом выведенном из активной зоны реактора пучке присутствуют и быстрые нейтроны, и гамма-излучение.

### **Плотность потока эпитетловых нейтронов**

Для анализа проблем, возникающих при разработке установок для НЗТ, принято считать эпитетловыми нейтроны, энергия которых находится в интервале от 0,5 эВ до 10 кэВ. Существующий опыт показывает, что желательная величина плотности потока эпитетловых нейтронов –  $10^9$  н/см<sup>2</sup>с, возможно использование и меньших значений, вплоть до  $10^8$  н/см<sup>2</sup>с, но при этом время облучения пациента затягивается и достигает предельного значения. Если доступны более высокие значения плотности потока ( $>10^9$  н/см<sup>2</sup>с), то коротким временем облучения можно пожертвовать для того, чтобы улучшить качество пучка. На длительность облучения непосредственно влияет концентрация бора в опухоли. Если концентрацию бора удастся поднять относительно достигнутых в настоящее время уровней, то соответственно снизятся и требования к плотности потока нейтронов.

### **Качество пучка**

Качество пучка определяется четырьмя основными факторами: долей быстрых нейтронов; долей гамма-излучения; соотношением между потоками эпитетловых и тепловых нейтронов; соотношением между плотностью тока и плотностью потока на выходе пучка.

### **Отношение плотностей потоков быстрых и эпитетловых нейтронов**

В НЗТ быстрыми принято считать нейтроны с энергией больше 10 кэВ. Они всегда присутствуют в выведенном пучке, но их доля зависит от конструкции реактора, системы коллимации и фильтрации пучка. Быстрые нейтроны для НЗТ нежелательны, поскольку они создают вторичные частицы (в основном протоны) с высокими ЛПЭ, что приводит к большим радиационным нагрузкам на окружающую опухоль здоровую ткань. Поэтому одно из основных требований к пучку нейтронов для НЗТ – минимальная доля быстрых нейтронов в нем. Желательно, чтобы это отношение не пре-восходило  $2 \cdot 10^{-13}$  Гр/н·см<sup>2</sup>.

### **Вклад гамма-излучения в поглощенную дозу**

Из-за большого пробега гамма-излучения в ткани невозможно создать условия, при которых поглощенная доза гамма-излучения в опухоли была бы существенно больше, чем доза в окружающих опухоль здоровых тканях. Поэтому необходимо уменьшать плотность потока гамма-квантов в выведенном пучке. Желательно, чтобы доза гамма-излучения на выходе пучка была бы не больше  $2 \cdot 10^{-13}$  Гр на эпитетловый нейtron.

### **Соотношение между плотностями потоков тепловых и эпитетловых нейтронов**

Для уменьшения повреждения кожных покровов плотность потока тепловых нейтронов должна быть минимальна. Желательно, чтобы на выходе пучка отношение

плотности потока тепловых к плотности потока эпитетловых нейтронов не превосходило 0,05.

### **Отношение полной (проинтегрированной по энергии) плотности тока нейтронов к плотности потока нейтронов**

Это отношение характеризует долю нейтронов, распространяющихся в направлении оси пучка. Чем оно больше, тем меньше нежелательное облучение здоровых тканей. Кроме того, при большой величине этого отношения увеличивается эффективная глубина проникновения нейтронов в ткань, что чрезвычайно существенно при облучении глубоко расположенных опухолей. Желательно, чтобы отношение плотности тока к плотности потока было не менее 0,7.

### **Форма пучка**

Большое сечение пучка позволяет с помощью дополнительной системы коллимации, индивидуальной для каждого пациента, сформировать нужную конфигурацию поля облучения.

## **ХАРАКТЕРИСТИКИ ВЫВЕДЕННОГО ПУЧКА НЕЙТРОНОВ ТЯЖЕЛОВОДНОГО РЕАКТОРА**

В СССР была сооружена серия промышленных тяжеловодных реакторов типа ОК-180 и ОК-190, служащих для производства радионуклидов различного назначения. По истечении ресурса они выведены из эксплуатации. В настоящее время на комбинате «Маяк» эксплуатируется тяжеловодный реактор Л-2, обеспечивающий основные потребности России в реакторных изотопах. Специалисты ОКБМ, ГНЦ РФ-ИТЭФ и ПО «Маяк» разработали концепцию тяжеловодного реактора следующего поколения многоцелевого назначения ТР-1000ПБ предельной безопасности. Ожидается, что может быть достигнута максимальная плотность потока тепловых нейтронов в активной зоне равная  $(4-8) \cdot 10^{14}$  н/см<sup>2</sup> [4].

Тяжеловодный реактор имеет особенный спектр нейтронов и в первом приближении кажется малопригодным для создания пучка нейтронов для нейтронной терапии.

Представляется целесообразным рассмотреть возможности, которые может представить для нейтронной терапии тяжеловодный реактор относительно небольшой мощности, характерной для исследовательских реакторов.

В настоящей статье изложены результаты исследования характеристик предназначенного для НЗТ нейтронного пучка, выводимого из тяжеловодного реактора мощностью 50 МВт.

В дальнейшем предполагается опубликовать детальное описание использованных в данной работе методов расчета, их верификацию, а также методов оптимизации пучка [5].

### **Реактор как источник нейтронов**

Для анализа возможности создания медицинского пучка на тяжеловодном реакторе был выбран гипотетический реактор на естественном уране с топливом в форме  $UO_2$ . Было принято, что твэлы и тепловыделяющие сборки (ТВС) полностью аналогичны по конструкции и составу (за исключением обогащения и длины ТВС) с ТВС и твэлам реактора РБМК. Такой выбор позволил провести детальные расчеты параметров активной зоны и выведенного пучка нейтронов.

Основные характеристики реактора представлены в табл.1, а расчетная модель – на рис. 1. Активная зона с размерами  $D_{\text{ЭКВ}} = H = 320$  см окружена отражателями из  $D_2O$ : боковым толщиной 40 см и торцевым – 30 см. В активной зоне расположены

Таблица 1

**Основные характеристики  
активной зоны реактора**

ТВС	
Шаг гексагональной решетки	25 см
Количество в АЗ	151
Внешний диаметр	8,2 см
Материал оболочки	Zr + Nb (2,5%)
Толщина оболочки	0,1 см
ТВЭЛ	
Количество в ТВС	18
Длина активной части	320 см
Внешний диаметр	1,363 см
Диаметр топливной таблетки	1,148 см
Толщина газового зазора	0,015 см
Толщина оболочки	0,0925 см
Материал топливной таблетки	UO <sub>2</sub>
Плотность топливной таблетки	10,1 г/см <sup>3</sup>
Материал оболочки	Zr + Nb (1%)

151 тепловыделяющая сборка (ТВС), каждая из которых содержит 18 тепловыделяющих элементов (твэлов).

Параметры выведенного пучка нейтронов определяются системой коллимации нейтронов, оптимизации которой былоделено основное внимание в данной работе.

Расчет реактора выполнен по программе MCNP [6], [7]. В этом расчете в качестве промежуточных результатов получены энергоугловые характеристики поля излучения (как для нейтронов, так и для гамма-квантов) на цилиндрической поверхности в боковом отражателе, которые использовались в расчетах выведения пучка. Расчет реактора был выполнен также по программе КАСКАД [8]. В качестве константного обеспечения использовались системы БНАБ [9–12] и BUGLE-96 [13].

Дальнейший расчет переноса излучений в блоке вывода пучка выполнялся по программам MCNP и КАСКАД.

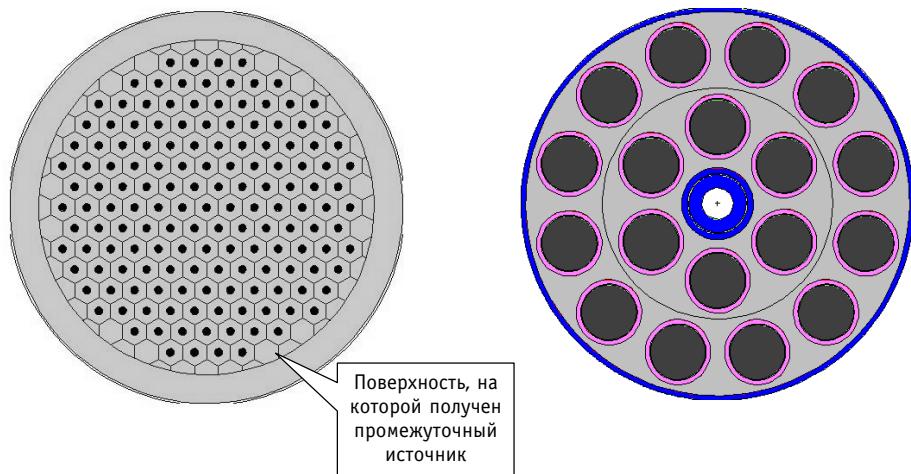


Рис. 1. Радиальные сечения АЗ с отражателем (слева) и ТВС (справа)

## Блок вывода пучка

Каналы вывода пучков для нейтронной терапии обычно оборудованы коллимационной системой и системой фильтров. В данном случае коллимационная система имеет более простую конфигурацию в виде коаксиальных цилиндров (обычно двух) различного диаметра. При такой конфигурации канала цилиндр большего диаметра обращен к АЗ. Подобная конфигурация канала вывода (коллимационная система) целесообразна по крайней мере в силу двух обстоятельств. Во-первых, она обеспечивает большую «поверхность сбора» нейtronов на входе канала и, во-вторых, уменьшает дозу излучений на выходе в окрестности пучка.

Помимо основной коллимационной системы, в практике обычно применяются еще и оконечные сменные коллиматоры, расположенные на выходе пучка. Эти коллиматоры предназначены для формирования конкретной формы операционного поля и снижения дозовой нагрузки на области вне этого поля.

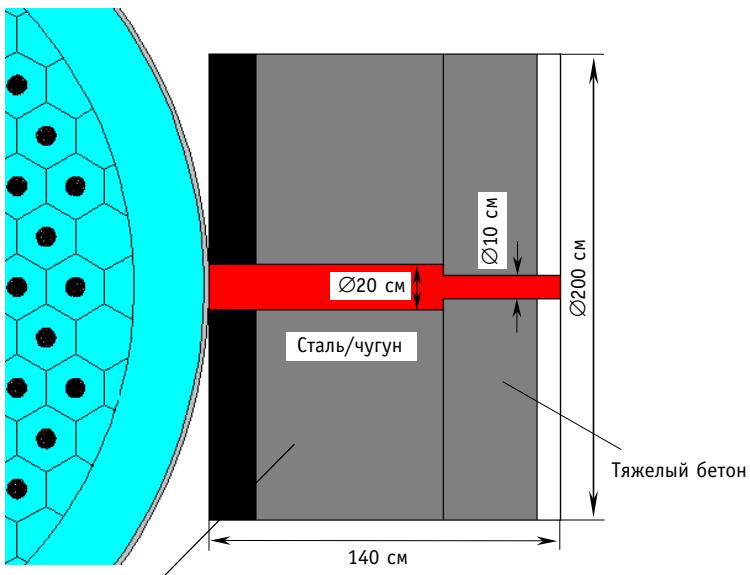
Выбранный конкретный тип реактора предопределяет особенности организации вывода пучка. Тяжеловодный реактор относительно малой мощности на естественном уране имеет довольно большие габариты АЗ, относительно малую плотность потока и чрезвычайно «мягкий» спектр нейtronов. Так, доля «подкадмийевых» ( $E < 0,4$  эВ) нейtronов в токе утечки на внешней поверхности отражателя достигает 99%. Очевидно, что использование фильтров для ужесточения спектра при таком исходном содержании тепловых нейtronов невозможно: выделение нетепловых нейtronов, исходная доля которых меньше 1% (их количество еще уменьшится фильтром), приведет к потере интенсивности в пучке более чем на два порядка.

Выполненные расчетные исследования различной конфигурации канала вывода пучка позволили обосновать априорные решения, принятые в соответствии с указанными выше особенностями реактора и с учетом необходимых условий облучения на выходе пучка. Так, для получения приемлемой плотности потока нейtronов на выходе при относительно небольших значениях на входе в канал следует максимально приблизить выход пучка к источнику. Поэтому, во-первых, блок вывода пучка размещен непосредственно вблизи корпуса реактора в монтажном пространстве. Во-вторых, этот блок состоит из материалов, обеспечивающих эффективную защиту от излучений, что необходимо для обеспечения приемлемого уровня дозовой нагрузки в окрестности вывода пучка.

При компактных размерах блока вывода пучка применение конического коллиматора нецелесообразно. Конический коллиматор должен быть достаточно протяженным, а его высота примерно равна диаметру основания (лучше быть больше этого диаметра). Только при такой форме можно обеспечить эффективный «сбор» нейtronов за счет их «канализации» посредством рассеяния коллиматором.

Сечение цилиндрического блока вывода пучка представлено на рис. 2. Этот блок диаметром 200 см является также и фрагментом защиты. Он состоит из слоя стали толщиной 20 см и слоя тяжелого бетона толщиной 120 см. Слой металла предназначен для эффективного подавления гамма-излучения АЗ, а также для сброса энергии той незначительной доли нетепловых нейtronов, остающихся в выходящем из АЗ пучке. Их последующее замедление и захват в бетоне переносит области генерации вторичных гамма-квантов в глубину защиты. Тяжелый бетон состоит из компонент обычного бетона с добавлением стальной/чугунной дроби (~ 76% по массе), его плотность составляет 5,0 г/см<sup>3</sup>. Для снижения выхода жесткого гамма-излучения при захвате тепловых нейtronов в тяжелый бетон добавлен карбид бора с концентрацией 45 кг/м<sup>3</sup>.

Ступенчатый канал для вывода пучка расположен коаксиально в блоке вывода. Длина канала пучка Ø20 см равна 80 см, длина канала Ø10 – 40 см.



Поверхность, на которой получен промежуточный источник для КАСКАД

Рис. 2. Сечение защитного блока для вывода пучка

### Оптимизация характеристик на выходе пучка

Задача оптимизации характеристик пучка нейтронов на выходе может быть сформулирована следующим образом:

При сохранении требуемой плотности потока нейтронов в пучке  $\Phi \geq 1 \cdot 10^9 / \text{см}^2 \text{с}$  минимизировать

- мощность дозы гамма-излучения в пучке;
- «полутень», т. е. обеспечить максимальный радиальный градиент полей излучений на границе пучка;
- мощность дозы гамма-излучения и нейтронов в окрестности пучка.

Первая из сформулированных задач представляется наиболее сложной, поскольку подавление гамма-излучения в пучке с помощью любых фильтров приведет к уменьшению потока нейтронов. Материал, рассматриваемый в качестве фильтра, подавляющего гамма-излучение в пучке, должен обладать следующей совокупностью свойств: иметь минимальное сечение для тепловых нейтронов (как поглощения, так и рассеяния); иметь достаточно большую плотность для эффективного подавления гамма-излучения; генерировать минимум захватного гамма-излучения.

Наиболее реальными «кандидатами» на роль гамма-фильтров могут рассматриваться свинец, висмут и обедненный уран. Основные свойства указанных материалов по отношению к рассматриваемой задаче представлены в табл. 2. Следует напомнить, что наиболее жесткое гамма-излучение захвата у свинца: почти все гамма-

Таблица 2

### Свойства материалов для гамма-фильтров

	Сечение захвата тепловых нейтронов $\Sigma_c$ , $\text{см}^{-1}$	Сечение рассеяния тепловых нейтронов $\Sigma_s$ , $\text{см}^{-1}$	Суммарная энергия гамма-квантов $Q_\gamma$ , МэВ/захват	Плотность материала $\gamma$ , $\text{г}/\text{см}^3$
Pb	0,00561	0,363	5,5	11,3
Bi	0,000955	0,244	4,6	9,75
$^{238}\text{U}$	0,367	0,397	4,8	19,0

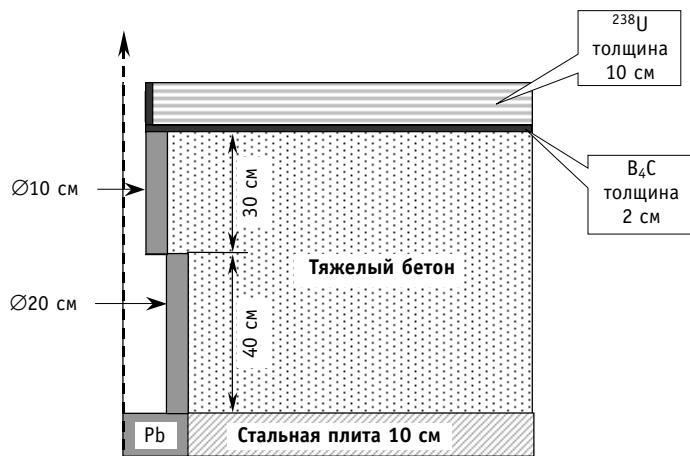


Рис. 3. Оптимальный вариант вывода пучка (аксиальное сечение)

кванты имеют энергию  $\sim 7$  МэВ; средняя энергия гамма-квантов захвата на  $^{238}\text{U}$   $\sim 1,1$  МэВ, гамма-кванты захвата на висмуте имеют энергию  $\sim 4$  МэВ. С использованием указанных материалов было исследовано большое количество конфигураций защиты в окрестности канала и получено несколько альтернативных вариантов, в той или иной степени оптимальных относительно сформулированной выше задачи, наиболее предпочтительный из них рассмотрен на рис. 3.

В качестве гамма-фильтра наиболее эффективными оказались свинец и висмут. Уран в данном случае используется в качестве эффективной основной защиты. Слой U защищен от нейтронов пучка слоем карбида бора  $\text{B}_4\text{C}$  для предотвращения генерации вторичного гамма-излучения в этом слое. Применение карбида бора обеспечило большой радиальный градиент потока нейтронов на выходе, а сочетание гамма-фильтра данной конфигурации с высокой плотностью материала внешнего слоя защиты ( $^{238}\text{U}$ ) позволило, наряду с достаточной величиной радиального градиента гамма-излучения, получить «изодозность» по сечению пучка. Применение столь эффективного материала как уран, дало возможность уменьшить толщину стальной плиты вдвое без компенсирующего увеличения аксиальных габаритов защитного блока.

Характеристики пучка на выходе оптимизированного по составу и геометрии канала даны в табл. 3 и на рис. 4.

Таблица 3

#### Характеристики оптимальной композиции для гамма-фильтра из свинца

	Плотность потока нейтронов, $\text{см}^{-1} \text{с}^{-1}$	Доля тепловых нейтронов, %	Отношение «ток к потоку»	Мощность дозы гамма-излучения, $\text{мкЗв/ч}$	Отношение дозы гамма-излучения к потоку нейтронов, $\text{сЗв см}^2$
Ось пучка	$1,8 \cdot 10^9$	99,7	0,99	$9,2 \cdot 10^6$	$26 \cdot 10^{-11}$

#### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Оптимизацией системы коллимации и ее состава возможно достичь приемлемых для нейтронной терапии параметров пучка практически чисто тепловых нейтронов из тяжеловодного реактора мощностью 50 МВт: плотности потока в пучке  $\Phi \geq 1 \cdot 10^9 / \text{см}^2 \text{с}$ , малым (по дозе) вкладом гамма-излучения в пучке, предельно высоким отношением

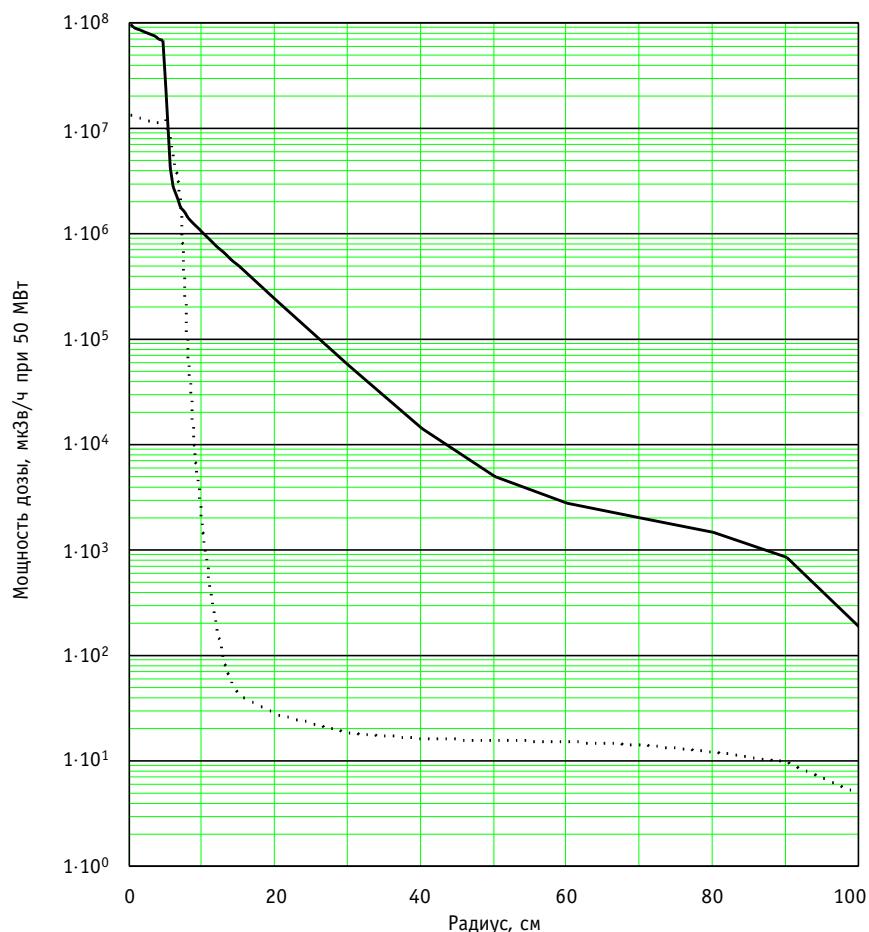


Рис. 4. Дозы на выходе пучка: — доза нейтронов; - - - суммарная доза гамма-излучения

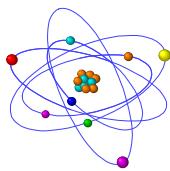
тока к потоку на выходе пучка. Малая доля быстрых и эпителевых нейтронов за отражателем активной зоны не позволяет сформировать приемлемые по плотности потока для нейtronной терапии пучки быстрых и эпителевых нейтронов. Возможной перспективой использования выведенного нейtronного пучка тяжеловодного реактора для нейtronной терапии является применение конвертора тепловых нейтронов в быстрые из урана высокого обогащения.

### Литература

- Ульяненко С.Е. Перспективы и особенности использования нейtronного излучения ядерных реакторов в биомедицинских исследованиях//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2001. – № 4. – С. 86-92.
- Цыбл А.Ф., Ульяненко С.Е., МардынскиЙ Ю.С. Нейтроны в лечении злокачественных заболеваний. – Обнинск: МРНЦ РАМН, 2003.
- Current status of neutron capture therapy.IAEA, Vienna, 2001,IAEA -TECDOC -1223, ISSN 1011-4289.
- Шведов О.В. и др. Тяжеловодные установки в России//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – № 1. – С. 29-39.
- Кураченко Ю.А. и др. Математическое моделирование в медицине. – Обнинск: ИАТЭ, 2005 (в печати).

6. Lux Ivan and Koblinger Laszlo Monte Carlo Particle Transport Methods: Neutron and Photon Calculations, CRC Press, Boca Ration (1991).
7. Briesmeister Judith F. MCNP (A General Monte Carlo N-Particle Transport Code) User's Manual, Los Alamos National Laboratory Report, LA-13709-M, Version 4C UC 700 (April 10, 2000).
8. Voloschenko A.M., Shwetsov A.V. The KASKAD-1 Two-Dimensional Discrete Ordinates Nodal Transport Code//Proceedings of International Topical Meeting on Advances in Mathematics, Computations and Reactor Physics (Pittsburgh, USA, April 28-May 2, 1991). – V. 5. – P. 30.3 4-1.
9. Абагян Л.П., Базаянц Н.О., Николаев М.Н. и др. Групповые константы для расчета реакторов и защиты: Справочник.– М.: Энергоиздат, 1981.
10. Voronkov A.V., Gayfulin S.A., Zhuravlev V.I. et. al. GNDL – Program System of Group Constants to Provide Calculations of Neutron and Photon Fields//Proceedings of International Topical Meeting on Advances in Mathematics, Computations and Reactor Physics (Pittsburgh, USA, April 28 – May 2, 1991). – V. 5. – P. 30.5 2-1.
11. Вырский М.Ю. и др. Арамако-2F – версия системы константного обеспечения расчетов переноса высокоэнергетических нейтронов/Препринт ФЭИ. – Обнинск, 1979.
12. Абагян А.А. и др. Арамако-6 – система обеспечения многогрупповыми константами расчетов полей гамма-излучения в реакторах и защите/Препринт ИПМ АН СССР. – М., 1978.
13. BUGLE-96: Coupled 47 Neutron, 20 Gamma-Ray Group Cross Section Library Derived from ENDF/B-VI for LWR Shielding and Pressure Vessel Dosimetry Application / ORNL, RSICC DATA LIBRARY COLLECTION DLC-185, July 1999.

Поступила в редакцию 14.02.2005



ФЕДЕРАЛЬНОЕ АГЕНТСТВО ПО ОБРАЗОВАНИЮ  
ФЕДЕРАЛЬНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ  
ГОСУДАРСТВЕННЫЙ КОНЦЕРН "РОСЭНЕРГОАТОМ"  
ОБНИНСКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ ТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ  
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ  
ТОКИЙСКИЙ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ

## IX МЕЖДУНАРОДНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ

# "БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС И ПОДГОТОВКА КАДРОВ"

Обнинск, 24-28 октября 2005 г.

### ТЕМАТИКА СЕКЦИЙ

1. Фундаментальные вопросы безопасности АЭС.
2. Инновационные системы и топливный цикл.
3. Подготовка кадров для атомной энергетики и промышленности.
4. Проблемы нераспространения ядерных материалов.
5. Диагностика и надежность оборудования АЭС.
6. Радиационная и экологическая безопасность АЭС.
7. Вывод из эксплуатации и продление срока эксплуатации объектов ЯТЦ.
8. Молодежная секция.

*Рабочие языки конференции - русский и английский.*

Заявки на участие в конференции и тезисы докладов объемом до 2 с.  
направлять в оргкомитет до 1 июня 2005 г.

Тезисы доклада должны быть подготовлены в редакторе MS WORD 97 и выше  
в формате RTF. Рисунки черно-белые в формате TIFF, GIF или JPEG с разреше-  
нием 300 dpi.

Председатель оргкомитета  
ректор Обнинского государственного технического университета  
атомной энергетики  
д.т.н. проф. Н.Л. Сальников

Оргкомитет IX Международной конференции  
**"Безопасность АЭС и подготовка кадров"**  
Адрес: 249030 Россия, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1. ИАТЭ  
E-mail: conf-safety@iate.obninsk.ru  
Телефоны: (08439)3-91-08, 3-69-31,  
факс: (08439)7-08-22  
<http://www.iate.obninsk.ru>

## ABSTRACTS OF THE PAPERS

---

### УДК 621.039:32:338

*Nuclear Technology – Guarantee of the Stable Development Russia in the 21 Century* | V.M. Murogov, N.N. Ponomarev-Stepnaya; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 6 pages, 1 table.

The gives brief analysis of the current and future role of the nuclear technology (first off all – nuclear energy) in the world and in Russia, specifically Russia, we could say, has to develop the nuclear technology (and nuclear energy, as the key for this development). The nuclear energy is not the only and not so much the part of energy market: it is the key element of the defence power of the Russian nuclear «triada» and moreover, nuclear science and technology predetermine the social-political and technical-economic development of our country in the 21 century.

### УДК 681.51:621.039

*Development and Research of the Ultrasound Wave-Guide Sensors for Control Liquid Metal Coolant* | V.I. Melnikov, M.A. Kamnev, S. Eckert, G. Gerbeth; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 7 pages, 7 illustrations. – References, 9 titles.

New ultrasound wave-guide sensors employing longitudinal and shear wave-guide's for control and diagnostics liquid metal coolant have been developed. The sensor's application possibility for liquid sodium and lead-bismuth eutectic control has been confirmed. A technology of the wave-guide surface preparation aimed to achieve acoustic contact in the liquid metal medium have been developed and tested. Velocities profile various temperatures tests have been carried out in lead-bismuth eutectic and sodium.

### УДК 681.51:621.311.25

*Automatic Weld Flaw Detection Based on the Ultrasonic Testing of NPPs' Pipelines* | A.O. Skomorokhov, P.A. Belousov, A.V. Nakhabov, A.S. Mokrousov, I.F. Schedrin, T.F. Kozak; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). Obninsk, 2005. – 10 pages, 7 illustrations, References – 7 titles.

The paper describes development of algorithms and software of «UZK-Analyst» – a system for automatic weld flaw detection in pipelines of RBMK-type nuclear power plants. The paper covers ultrasonic signals smoothing, dependence of detection levels and statistical characteristics of noise, calculation of flaw coordinates and false alarm minimization. The paper also contains a short description of a system software implementation.

### УДК 621.039.586

*Checking of Continuity of Boron Solution Delivery into Core during Rupture of the First Circuit with Equivalent Diameter 50 – 100 mm* | A.N. Shkarovskiy, V.I. Aksenenko, N.P. Serdun'; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 6 pages. – References, 7 titles.

Calculating research of accidents with rupture of the first circuit with equivalent diameter 50 – 100 mm and loss of coolant in reactor operation on power rating with the purpose to check the continuity of boron solution delivery into core is developed. The work is carried out with successive including of three steps of emergency cooling of core: boron injection with high pressure, storage reservoirs, boron injection with low pressure. It is shown, there are intersection in time of end of work of the step with more high pressure and begin of work of the step with more low pressure in all researching conditions. It is ensured reactor cooldown and its transfer in subcritical condition.

**УДК 621.039.524**

*Calculating Research of Emergency Situation with Rupture of the First Circuit and Superposition of Disrepair of Boron Injection with High Pressure in Core of Reactor VVER-1000 | A.N. Shkarovskiy, V.I. Aksenov, N.P. Serdin; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 8 pages. – References, 5 titles.*

Calculating research of accidents with rupture of the first circuit with equivalent diameter 50 – 100 mm in reactor operation on power rating is developed. The loss of coolant from the first circuit accompany superposition of disrepair of boron injection with high pressure. Maximum time of operator non-interference in course of emergency process is determined. Algorithm of operator actions in support of safety systems is selected. It is shown, in all researching conditions safety systems with interference of operator in its supporting (20 – 80 mm) and without interference of operator (100 mm) ensure the reactor cooldown and its supporting in subcritical condition without exceeding maximum permissible limit of damage of fuel road.

**УДК 621.039.586:504.5**

*Investigations of Secondary Atmospheric Contamination by <sup>137</sup>Cs in Bryansk Region after the Nuclear Accident at the Chernobyl NPP | I.Ya. Gaziev, I.I. Kryshev, Ya.I. Gaziev, A.D. Uvarov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 8 pages, 2 illustrations? 4 tables. – References, 9 titles.*

The article presents methods and results of investigations of secondary radioactive atmospheric contamination after the Chernobyl accident in territory of Novozybkov radioecological and sanitary area of the EMERCOM of Russia in Bryansk region. Estimations of radiation doses of inhalation intake of <sup>137</sup>Cs for the population of Novozybkov in 1992 and 2004 are given.

**УДК 502.13:574**

*Biological Methods for Environmental Assessment of the Recreation Zone in the Vicinity of the Obninsk Institute of Physics and Power Engineering | E.I. Yegorova; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 9 pages, 5 illustrations. – References, 23 titles.*

A bioassay for sanitary zone of protection has been carried out in the vicinity of the Institute of Physics and Power Engineering (IPPE) in Obninsk. Vector maps with GIS have been made to show the state of biota in the observation area and the Obninsk recreation zone. Conformity of dynamics and mechanisms of the functional activity of microorganisms in soils under general contamination with radionuclides and heavy metals has been found.

**УДК 621.039.58:614.876**

*Analysis of Personnel Irradiation Doses during 50 Years Operation of the First NPP | V.I. Vaizer, L.A. Kotchetkov, D.P. Masalov, A.I. Shtifurko; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 4 pages, 1 table.*

It is necessary to pick out exceptional years with rising irradiation doses in history of the First NPP.

- 1954–1957 – removal of defects; adjust of equipment and technologies; average annual dose  $\bar{D} \sim 20$  mSv.
- 1958–1970 – mounting and operation of numerous (17) test loops for researchers of reactor work regimes;  $\bar{D} \sim 8$  mSv.
  - 1971, 1987 – fundamental repairs with complete fuel unloading of reactor;  $\bar{D} \sim 13$ ; 8 mSv.
  - 1988 – reconstruction of the «hot» cell to cut fuel subassemblies; decontamination of reactor production rooms and equipment;  $\bar{D} \sim 7$  mSv.
  - 1998–1999 – discovery and removal of mass leaks of fuel subassemblies;  $\bar{D} \sim 10$  mSv.
  - 2003–2004 – the preparation to the decommissioning; unloading of spent fuel stores; cutting

of fuel subassembly; decontamination of reactor production rooms and equipment;  $\bar{D} \sim 13$ ; 8 mSv.  
1972–1986, 1989–1997, 2000–2002 – normal operation of reactor;  $\bar{D} \sim 5$  mSv.

**УДК 621.039.514**

*About One Exact Solution of Kinetics Equation* | M.V. Kascheev; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikov zavedeniy. Yadernaya energetika*» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Odninsk, 2005. – 5 pages, 1 illustration. – References, 4 titles.

Exact analytical solution of kinetics equation taking into account one weighted average delayed neutron group under line reactivity introduction was got.

**УДК 621.039.5**

*A Study of Physical Characteristics of Light-Water Reactor Loaded with (Th-U-Pu) Oxide Fuel* | G.G. Kulikov, V.V. Artisyuk, A.N. Shmelev, V.A. Apse; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikov zavedeniy. Yadernaya energetika*» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Odninsk, 2005. – 9 pages, 3 illustrations, 6 tables. – References, 12 titles.

The paper is devoted to analysis of weapon-grade plutonium utilization by its introduction into homogenous uranium and neptunium dioxides and irradiation in LWR. Main attention is given to proliferation protection of uranium-233, which is produced in neutron irradiation of thorium and may be used in multi-cycle LWR operation regime. Coolant temperature reactivity coefficients are determined for the established and non-established fuel cycles.

**УДК 621.039.516**

*About the Resonance Self-Shielding for Radioactive and Fission Capture of Uranium-235* | O.N. Pavlova, V.A. Doulin; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikov zavedeniy. Yadernaya energetika*» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Odninsk, 2005. – 10 pages, 8 illustrations, 3 tables. – References, 10 titles.

Unexpected dependence of reactivity of uranium-235 samples on size of fast critical assembly BFS-79-5 whose softened spectrum was discovered in case uranium-235 samples enriched up to 90%. For small sample sizes its reactivities are negative. The analysis of this dependence has shown that values listed in ABBN – 93 can be predicted by calculations under following conditions:

- the effects of resonance self-shielding for radiative capture must be much lower for low values  $\sigma_0$ ;
- in accordance with the last microscopic experiments, group neutron cross-section of radiative capture must be larger in the resonance energy region.

**УДК 621.039.54**

*The Comparing Analysis of Different High Burnup Achievement Modes in Reactor Systems without Additional Absorbers* | V.I. Savander, M.A. Uvakin; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikov zavedeniy. Yadernaya energetika*» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Odninsk, 2005. – 6 pages, 1 illustration, 1 table. – References, 5 titles.

This work deals with comparing analysis of two different excess reactivity compensation modes in reactors without additional absorbers: uninterrupted reloads of nuclear fuel and operating neutron spectrum. This task was solved by preparing simple model of nuclear fuel burning process in heavy-water reactor with adjusted critically conditions. Such model allows calculating achievable burnup of nuclear fuel. This work contains the description of model, calculating scheme, and comparing analysis of obtained results.

**УДК 628.4.047**

*Handling of Spent Fuel of the First NPP* | D.P. Masalov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikov zavedeniy. Yadernaya energetika*» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Odninsk, 2005. – 4 pages, 4 illustrations, 1 table.

For cutting of spent fuel subassemblies in «hot» cell radioactive graphite and steel wastes are formed. By the end of 2005 graphite wastes (24,5 t, 1,26 TBk) and steel wastes (8,2 t, 262 TBk) will be

in waste store. According to the accepted concept of the First NPP decommissioning waste store will localize for a long time - term conservation under monitoring.

**УДК 621.039.564**

*To a Question of Metrological Ensuring of Determination of Burnup of the Irradiated Nuclear Fuel an Overload* |S.G. Oleynik O. V. Maslov, L.L. Kalnev; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2005. – 5 pages. – References, 13 titles.

Questions of metrological ensuring of a procedure of the determination of burnup of the irradiated nuclear fuel in real time an overload are considered. Feature of a procedure consists in that, that for account of burnup is not required preliminary knowledge of initial enrichment and cooling time. Determined sources of inaccuracy, stages of information handling, which can bring about the appearance of additional inaccuracy. The carried out analysis has allowed to estimate inaccuracy value of determination of burnup and to offer ways of decrease of a inaccuracy.

**УДК 621.039.52**

*Closed and Insulated (on site) Fuel Cycle of Nonconventional Fast Reactor* |G.B. Usynin, A.A. Kravchenko, S.G. Usynina; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2005. – 6 pages, 4 illustrations, 2 tables. – References, 7 titles.

The analysis of fuel cycle closed on site for pebbly bed fast reactor is carried out. The opportunities of deep burnout of slag-heap uranium are discussed. Two variants are considered: with the mixed U-Pu fuel composition and with separate accommodation of plutonium and uranium nitrides in different fuel elements. Conditions of achievement in the closed fuel cycle of zero balance of plutonium are shown.

**УДК 621.039.5**

*Experimental Investigations in the Substantiation of Application of Eutectic Li (17) Pb (83) in Blanket of Tokamak* |A.V. Beznosov, A.V. Semyonov, V.L. Constantinov, O.V. Baranova, S.A. Cuzminich; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh zavedeniy, Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2005. – 8 pages, 8 illustrations, 2 tables. – Reference, 2 titles.

The experimental data received at a substantiation of application of eutectic Li (17) Pb (83) in power contour of system of transformation by thermal energy blanket tokamak presented. Dependences of the electrophysical characteristic –  $\rho\delta$  electroinsulating coating from regime and other parameters are determined. Probes carried out on samples from an austenitic steel, over the range temperatures up to 500°C, the contents of an impurity of oxygen in coolant on a saturation line etc.

**УДК 621.039.52:615.849.1**

*Heavy Water Reactor Abilities in Neutron Therapy of Malignant Tumors* | Yu.A. Kurachenko, Yu.A. Kazansky, V.A. Levchenko, Eu.S. Matusevich; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2005. – 10 pages, 4 illustrations, 3 tables. – References, 13 titles.

Utilization possibility of the HWR neutron beams in neutron therapy was analyzed. Calculation series were performed in order to provide optimal beam channel arrangement and filter materials for desired beam output quality. It was stated that the HWR capacity of 50 MW is enough to ensure thermal neutron beam, suitable for neutron therapy.

## НАШИ АВТОРЫ

**Баранова О.В.** – магистрант 1-го года обучения Нижегородского государственного технического университета (НГТУ).

**Безносов А.В.** – д.т.н., профессор кафедры «Атомные, тепловые станции и медицинская инженерия» НГТУ.

**Белоусов П.А.** – аспирант кафедры «Автоматика, контроль и диагностика» (АКиД) Обнинского государственного технического университета атомной энергетики (ОИАТЭ). Закончил ОИАТЭ в 2002 г.

**Gerbeth G.** – дипл. инженер, доктор наук исследовательского центра Розендорф (Германия). Область научных интересов: электромагнитная гидродинамика жидкокометаллических потоков.

**Газиев И.Я.** – аспирант ОИАТЭ.

**Газиев Я.И.** – к.ф.-м.н., зав. лабораторией ГУ НПО «Тайфун».

**Егорова Е.И.** – к.б.н., доцент кафедры биологии ОИАТЭ.

**Eckert S.** – дипл. инженер, доктор наук исследовательского центра Розендорф (Германия). Область научных интересов: электромагнитная гидродинамика жидкокометаллических потоков.

**Камнев М.А.** – инженер, аспирант НГТУ. Область научных интересов: технология жидкокометаллических теплоносителей, измерительная ультразвуковая техника.

**Козак Т.Ф.** – инженер ИЦД НИКИЭТ. Закончила ОИАТЭ в 2003 г.

**Константинов В.Л.** – руководитель структурного подразделения ОАО «ТВЭЛ».

**Крышев И.И.** – д.ф.-м.н., профессор, зав. сектором эколого-геофизического моделирования и анализа риска ГУ НПО «Тайфун».

**Кузьминых С.А.** – к.т.н. НГТУ.

**Мельников В.И.** – д.т.н., профессор НГТУ. Область научных интересов – методы и системы акустической диагностики одно- и многофазных теплоносителей.

**Мокроусов А.С.** – зам. дир. ИЦД НИКИЭТ. В 1988 г. закончил МГТУ им. Баумана.

**Нахабов А.В.** – аспирант кафедры АКиД ОИАТЭ. Закончил ОИАТЭ в 2002 г.

**Савандер В.И.** – к.ф.-м.н, доцент кафедры теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов Московского инженерно-физического института (государственного университета) (МИФИ).

**Семенов А.В.** – аспирант кафедры «Атомные, тепловые станции и медицинская инженерия» НГТУ.

**Скоморохов А.О.** – к.т.н., доцент кафедры АКиД ОИАТЭ.

**Увакин М.А.** – аспирант кафедры теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов, закончил МИФИ в 2003 г. Область научных интересов: физика реакторов, математическое моделирование физических процессов.

**Уваров А.Д.** – научный сотрудник ГУ НПО «Тайфун».

**Щедрин И.Ф.** – нач. лаб. УЗК ИЦД НИКИЭТ. В 1975 г. закончил МГТУ им. Баумана.

## OUR AUTHORS

**Baranova O.V.** – student of the N.Novgorod State Technical University (NNSTU).

**Belousov P.A.** – post-graduate student of the automatic, control and diagnostic department of the OINPE. Graduated from the OINPE in 2002.

**Beznosov A.V.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the NNSTU.

**Constantinov V.L.** – head of section of the OAO «TVEL»

**Cuzminich S.A.** – Cand. Sci (Engineering) of the NNSTU.

**Eckert S.** – grad. engineer, Dr.Sci. Research Centre Rosendorf Inc. (Germany). Scientific interests – liquid metal flows electro-magnetohydrodynamics.

**Egorova E.I.** – Cand. Sci. (Biology), Assistant professor of the biology department of the Obninsk State Technical University of Nuclear Power Engineering (OINPE).

**Gerbeth G.** – grad. engineer, Dr.Sci. Research Centre Rosendorf Inc. (Germany). Scientific interests – liquid metal flows electro-magnetohydrodynamics.

**Gaziev I.Ya.** – post-graduate student of the OINPE.

**Gaziev Ya.I.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), chief of laboratory of the SPA «Typhoon».

**Kamnev M.A.** – engineer, post-graduate student of the NSTU. Scientific interests – technology of liquid metal coolants, ultrasound measuring technique.

**Kozak T.F.** – engineer of EDC RDIPE. Graduated from the OINPE in 2003.

**Kryshev I.I.** – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, chief of department of the SPA «Typhoon».

**Melnikov V.I.** – Dr.Sci. (Engineering), Professor of the NSTU. Scientific interests – acoustic methods and systems of single and multi-phase coolants diagnostics.

**Mokrousov A.S.** – deputy director of EDC RDIPE. Graduated from the Bauman MSTU in 1988.

**Nakhabov A.V.** – post-graduate student of the automatic, control and diagnostic department of the OINPE. Graduated from the OINPE in 2002.

**Savander V.I.** – Cand. Sci. (Phys-Math), associated professor of the Moscow Engineering and Physics Institute (State University) (MEPhI).

**Schedrin I.F.** – head of NDT laboratory of EDC RDIPE. Graduated from the Bauman MSTU in 1975.

**Semyonov A.V.** – post-graduate student of the NNSTU Skomorokhov A.O. – Cand. Sci. (Engineering). Assistant professor of the automatics, control and diagnostic department of the OINPE.

**Uvakin M.A.** – post-graduate student of the Moscow Engineering and Physics Institute (State University), graduated from the MEPhI in 2003. Scientific interests: reactor physics, mathematical modeling of physical processes.

**Uvarov A.D.** – researcher of the officer in SPA «Typhoon».