

АКТУАЛЬНЫЕ
ПРОБЛЕМЫ
ЯДЕРНОЙ
ЭНЕРГЕТИКИ

БЕЗОПАСНОСТЬ,
НАДЕЖНОСТЬ И
ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

ФИЗИКА И ТЕХНИКА
РЕАКТОРОВ

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ
И РАДИОАКТИВНЫЕ
ОТХОДЫ

ТЕПЛОФИЗИКА И
ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

<i>В.М. Мурогов, Н.Л. Сальников</i>	Российский центр ядерной науки и образования - путь решения кадровой проблемы ядерной энергетики 4
<i>С.Н. Белоусов, О.Ю. Виленский, Н.Г. Кузавков, А.В. Мальков, В.В. Петрунин, С.Ф. Шепелев</i>	Расчетно-экспериментальные исследования в обоснование безопасности промышленных уран-графитовых реакторов типа АДЭ при аварийной разгерметизации технологических каналов 15
<i>Ю.В. Волков</i>	Обобщение понятия риска на случай времязависимых его компонентов 25
<i>А.И. Перегуда, Р.Е. Твердохлебов</i>	Обобщение математической модели надежности АТК «Объект защиты - система безопасности» 31
<i>А.Н. Сесекин, О.Л. Ташилыков, С.Е. Щеклеин, М.Ю. Куклин, А.Г. Ченцов, А.А. Кадников</i>	Использование метода динамического программирования для оптимизации траектории перемещения работников в радиационно опасных зонах с целью минимизации облучения 41
<i>Ю.Н. Волков, В.И. Наумов</i>	Некоторые особенности физики реакторов ВВЭР при работе в режиме ускоренной денатурации оружейного плутония 49
<i>В.С. Окунев</i>	Влияние изотопного состава теплоносителя на основе свинца ториевых руд на пустотный эффект реактивности в реакторе типа БРЕСТ 56
<i>Н.О. Рябов, А.А. Семенов</i>	Исследование точечной модели ксеноновых колебаний 66
<i>А.А. Андрианов, Ю.А. Коровин, В.М. Мурогов, Е.В. Федорова, Г.А. Фесенко</i>	Сравнительный анализ методов и инструментальных средств моделирования открытого и замкнутого топливных циклов: MESSAGE и DESAE 74
<i>А.А. Андрианов, Г.А. Фесенко</i>	Оптимизация перехода к двухкомпонентной атомной энергетике по критерию минимизации подверженности риску распространения плутония 82
<i>А.В. Волков, И.А. Кузнецов</i>	Разгерметизация оболочки твэла быстрого реактора с выходом газообразных продуктов деления в натрий 90
<i>А.В. Волков, И.А. Кузнецов</i>	Усовершенствованная модель кипения натрия для анализа аварий в быстром реакторе 101

CONTENTS

CURRENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING	<i>V.M. Murogov, N.L. Salnikov</i> Russian Center of Nuclear Science and Education is the Way of Nuclear Engineering Skilled Personnel Training	4
SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP	<i>S.N. Belousov, O.Yu. Vilensky, N.G. Kuzavkov, A.V. Malkov, V.V. Petrunin, S.F. Shepelev</i> Computational and Experimental Investigations for Safety Substantiation of ADE-Type Commercial Uranium-Graphite Reactors in Case of Emergency Depressurization of Fuel Channels	15
	<i>Yu.V. Volkov</i> Generalization of Risk Concept in Case Risk Components Depend on Time	25
	<i>A.I. Pereguda, R.E. Tverdohlebov</i> Generalization of Mathematical Model of Reliability of the Complex «Protection Object – Control and Protection System»	31
	<i>A.N. Sesekin, O.L. Tashlykov, S.E. Sheklein, M.J. Kuklin, A.G. Chentsov, A.A. Kadnikov</i> Using of Dynamic Programming Method for Optimization Trajectory Workers' Movement at Emission of Rays Threat Zone with the Purpose of Minimization Radiation Processing	41
REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY	<i>Yu.N. Volkov, V.I. Naumov</i> Some Specific Features in Neutron Physics of VVER-Type Reactors under Operation Regime of Accelerated Weapon-Grade Plutonium Denaturing	49
	<i>V.S. Okunev</i> Influence of the Isotopical Composition of Coolant, Based on Lead from Thorium-Ores, on Void Reactivity Effect in BREST-type Reactor	56
	<i>N.O. Ryabov, A.A. Semenov</i> Investigation of the Point Model of the Xenon Oscillations	66
FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT	<i>A.A. Andrianov, Yu.A. Korovin, V.M. Murogov, E.V. Fedorova, G.A. Fesenko</i> Comparative Analysis of Methods and Tools for Open and Closed Fuel Cycles Modelling: MESSAGE and DESAE	74
	<i>A.A. Andrianov, G.A. Fesenko</i> Optimization of Transition to Two-Componental Nuclear Power by Plutonium Proliferation Risk Exposure Minimization Criterion	82
THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS	<i>A.V. Volkov, I.A. Kuznetsov</i> Failure of Fuel Element Cladding of Fast Reactor Causing Release of Gas Fission Products into Sodium Coolant	90
	<i>A.V. Volkov, I.A. Kuznetsov</i> The Advanced Sodium Boiling Model for the Analysis of Accidents within Fast Reactors	101

К ШЕСТИДЕСЯТИЛЕТИЮ ГНЦ РФ-ФЭИ им. академика А.И. Лейпунского



Физико-энергетический институт по праву считается флагманом атомной науки и техники. Институт известен своими разработками мирового уровня. Это и Первая в мире атомная электростанция, и подводная лодка с тяжелым теплоносителем (рекорд скорости), и самая северная Билибинская атомная станция, и реакторы на быстрых нейтронах на Мангышлаке и в Заречном (первый промышленный), и ядерно-энергетическое обеспечение спутников, и пионерские работы по ядерной накачке оптических квантовых усилителей, и пылевая плазма.

Все эти достижения стали возможными благодаря высокому интеллектуальному потенциалу института, уникальной экспериментальной базе и успехам в исследованиях, имеющим черты фундаментальных и инновационных исследований в ядерной и реакторной физике, теплофизике и теплогидравлике, в технологии теплоносителей и топливных элементов.

ГНЦ РФ-ФЭИ стал основателем города Обнинска – Первого наукограда России, который в эти дни отмечает свое пятидесятилетие.

В первые годы своего существования ФЭИ создал первое высшее учебное заведение в Обнинске, со временем ставшее единственным специализированным вузом России по подготовке кадров для ядерной энергетики, промышленности и науки. Теперь это современный технический университет, обучающий около 4-х тысяч студентов по целому спектру специальностей от «Эксплуатации АЭС» до «Медицинской физики»

Планируемое развитие ядерной энергетики и ядерных технологий немыслимо без развития ГНЦ РФ-ФЭИ с учетом современных реалий.

Уважаемые коллеги! Мы оптимистично смотрим на ваше будущее!

Редакционная коллегия журнала сердечно поздравляет коллектив ГНЦ РФ-ФЭИ с юбилейной датой и уверена в продолжении тесного сотрудничества с нашим журналом.

РОССИЙСКИЙ ЦЕНТР ЯДЕРНОЙ НАУКИ И ОБРАЗОВАНИЯ – ПУТЬ РЕШЕНИЯ КАДРОВОЙ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В.М. Мурогов, Н.Л. Сальников

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



Ядерная технология наряду с ракетно-космической являются основой великой державности РФ, обеспечивающей основу стабильности внешнеполитического и экономического положения страны в настоящем и будущем.

Ядерная энергетика, как ключевой элемент ядерных технологий является не только элементом энергетического рынка, но и основой социально-экономического развития страны. Это: оборона, энергетика, медицина, продукты питания, наука, промышленность основа перехода от сырьевого приданка к высокоразвитой индустриальной державе. Сохранение и передача знаний новому поколению накладывается на задачу передачи знаний в первую очередь в развивающиеся страны.

Решение задач будущей стабильности энергетического (а значит и социально-политического) развития требует организационного и научного подкрепления реализации Инициативы Президента РФ. Город Обнинск (первый Наукоград России) является идеальным местом для создания интегрированного Научно-образовательного центра ядерной науки и технологии – Российского центра ядерной науки и образования («Центр») для сохранения и развития ядерных знаний. На базе Обнинских образовательных и научных организаций в кооперации с ГЦ «Курчатовский институт» была создана Российская ассоциация ядерной науки и образования, ответственная за проведение научных сессий в кооперации со Всемирным Ядерным Университетом и МАГАТЭ «Роль ядерных технологий в жизни человека в XXI веке»

Создание научно-образовательных центров ядерной науки и образования, интегрирующих процесс образования и науки, позволит сохранить и обеспечить ключевую роль ядерных технологий в будущем стабильном энергетическом развитии России и ее безопасность.

ВВЕДЕНИЕ

Будущее энергетическое развитие и потенциальная роль ядерной энергетики (ЯЭ) в мире, в регионах и в отдельных странах; глобальная энергетическая безопасность и стабильное энергетическое развитие; перспективы ЯЭ в развивающихся странах – сотни сценариев десятков международных, региональных и национальных организаций. Как определиться в обширном море многочисленных прогнозов?

© В.М. Мурогов, Н.Л. Сальников, 2006

Трудность прогноза в энергетике определяется двумя принципиальными моментами. С одной стороны, надежность такого рода прогнозов ограничена неопределенностью рынка и социально-политического развития, в результате чего достоверная глубина прогнозирования не превышает 15–20 лет. С другой стороны, энергетика – одна из самых капиталоемких отраслей и это определяет ее значительную инерционность.

Если к 40–60 годам необходимого срока службы атомной электростанции добавить время, затраченное на проектирование, разработку оборудования и на его изготовление, а также на строительство, то это составит не менее 60–80 лет. За этот период научно-технический прогресс в машиностроении и других смежных областях энергетики шагнет далеко. Это означает, что роль научно-технического прогноза в энергетике крайне высока. Уже в начале проектирования новых энергетических установок необходимо предвидеть возможные новые технические решения, в том числе в потреблении энергии, состояние развития народного хозяйства и ТЭК через 60 лет и более, т.е. ко второй половине XXI века.

Это несоответствие – необходимость прогноза развития на срок до 50 лет и более при достоверной глубине прогнозирования в современных условиях менее ~15–20 лет – и составляет принципиальную трудность поставленной задачи.

В этом причина существования десятков различных сценариев и прогнозов развития энергетики, в том числе ядерной в XXI веке.

Однако, несмотря на многообразие и различие сценариев будущего энергетического развития, есть ряд положений незыблемых и независимых от позиции авторов 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 и национально-религиозный фактор – 70% запасов нефти находится в мусульманских странах, а 80% потребления нефти приходится на христианский и немусульманский мир;
- нарастающие экологические ограничения;
- нарастающее различие в уровне энергопотребления богатейших и беднейших стран, несмотря на декларируемое ООН стремление к стабильному развитию.

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

РОЛЬ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ В СОВРЕМЕННОМ МИРЕ

Вышесказанное выше в значительной мере относится к будущему России. Для России ядерные технологии – не только и не столько элемент энергетического рынка – это основа военной мощи российской ядерной «триады» и, кроме того, ядерная наука и технологии «пронизывают» и определяют социально-политические, экономические и научно-технические условия жизни нашего государства и общества:

- «ядерная» медицина: новый уровень диагностики и лечения «важнейших» заболеваний (сердечно-сосудистых, раковых и т.д.);
- повышение эффективности сельского хозяйства и улучшения качества питания, в том числе консервация продуктов питания;
- ядерно-физические методы в индустрии и повышения уровня контроля качества в промышленности;
- развитие науки на основе ядерно-физических методов и приборов – лазеры, ускорители, изотопы;

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- частные задачи, как, например, развитие водных ресурсов, производства пресной воды – зачастую более важные, чем, например, электроснабжение.

Достаточно сказать, что роль «неэнергетической» составляющей использования ядерных технологий («объем» бизнеса) в современном западном обществе (США, Японии, Западной Европе) превышает объем бизнеса в ЯЭ.

Культура физической и ядерной (safety and security) безопасности ядерных установок, система международной ядерной безопасности – стали основой культуры безопасности применительно практически ко всем сферам техногенной деятельности.

Ядерная технология способна (и реально может) обеспечить переход к интенсивному способу ведения экономики, переходя от «сырьевой» экономики – к индустриальной, машиностроительной, где научно-технический потенциал играет роль двигателя общественного и промышленного развития (образование, экология, экономика и культура безопасности).

Не случайно Советский Союз как «ядерная» держава занимал достойное место в мировом сообществе, как с точки зрения военной мощи (основа державности), так и с точки зрения развития передовых ядерных технологий.

Именно Президент России (наследницы СССР) 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 4 резолюциях Генконференции МАГАТЭ (Вена) и в 2 резолюциях Генассамблеи ООН (Нью-Йорк) приветствуется инициатива Президента России как отвечающая чаяниям развивающихся стран и как путь гармонизации отношений индустриальных стран с развивающимися странами. Эта инициатива нашла свое отражение в Международном проекте МАГАТЭ INPRO – по развитию инновационной концепции АЭС и ядерного топливного цикла (ЯТЦ), исключающей использование в мировой энергетике наиболее «чувствительных» материалов и технологий: «свободного» плутония и высокообогащенного урана, и «открывающей» миру принципиально новые перспективы жизни».

Реализация международного проекта INPRO позволила объединить усилия экспертов стран – членов МАГАТЭ и разработать требования и критерии развития ЯЭ, ее АЭС и ЯТЦ.

Важнейшее значение инициативы Президента РФ и роль реализации проекта МАГАТЭ INPRO заключается в возможности демонстрации научно-технического потенциала нашей страны и восстановление (укрепление) имиджа российской ядерной технологии на мировой арене.

Однако в практической реализации программы развития ЯЭ внутри страны и в реализации наших технических проектов на международном рынке в последние годы все более отчетливо проявлялись негативные тенденции. Первый звонок – 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 в Литве, блоки «Козлодуя» в Болгарии и др.) из-за вступления стран Восточной Европы – владельцев АЭС с реакторами типа ВВЭР – в Евросоюз;
- окончание поставок в США ядерного топлива по контракту ВОУ-НОУ после 2013 г. (загружающей работой более 30% российского ядерного комплекса);
- ввод заводов с усовершенствованной центрифужной технологией в США после

2007 г., затем во Франции и Бразилии;

- создание транснациональных корпораций в ядерной сфере (концентрация ресурсов, снижение издержек);
- реализация новых конкурентных проектов АЭС, разрабатываемых США (AP-1000, HTGR) и другими странами в Западной Европе (EPR), в Японии и в Республике Корея.

В дополнение к трудностям на международной арене имеется ряд внутренних трудностей, осложняющих развитие ядерной энергетики России (наряду с недостатком инвестиционных средств):

- вывод из эксплуатации значительной части ядерных реакторов на АЭС более 5÷6 ГВт·эл по истечении срока службы;
- закрытие трех промышленных реакторов в Железногорске и Северске;
- дефицит природных запасов урана в России и сокращение запасов дешевого уранового сырья, накопленного в прошлые годы;
- несовершенная инвестиционная и тарифная политика.

Даже при максимально возможном использовании собственных средств концернов (в соответствии с существующей энергетической стратегией России) вклад АЭС в энергетический баланс страны через 20–25 лет станет незначительным (менее 5%), несмотря на огромный технологический и кадровый потенциал «ядерной» державы.

«КАДРЫ РЕШАЮТ ВСЕ»

Акцент на содержание предложений Президента как Политической инициативы позволил «оздоровить» атмосферу МАГАТЭ, рассматриваемую последнее время до этого западными странами как организацию «watch-dog» с полицейскими функциями. Проект INPRO, организованный в ответ на инициативу Президента РФ, ориентировал МАГАТЭ на роль мирового форума по обсуждению места ЯЭ в мире, и, в особенности, для развивающихся стран. Для специалистов сейчас ясно, что ЯЭ может выполнить свою роль в обеспечении энергетической безопасности в мире только на основе реализации инновационных проектов АЭС и технологии ЯТЦ. Это отражено в заключениях экспертов INPRO, а также другого важнейшего международного проекта GIF (Международный форум по разработке АЭС четвертого поколения).

Более того, инициатива Президента РФ подразумевает передачу новой инновационной ядерной технологии АЭС и ЯТЦ новому поколению ученых и инженеров – как наследство наших знаний и опыта. Новая программа МАГАТЭ в области «сохранения знаний» сконцентрирована 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: на передачу знаний в новые регионы (в первую очередь, в развивающиеся страны, где проживает 3/4 населения планеты и используется менее 1/25 мощностей ЯЭ, но прогнозируется рост энергопотребления в 3–4 раза к середине века).

Это послужило причиной для создания Всемирного Ядерного Университета (ВЯУ) по инициативе МАГАТЭ, поддержанной ВЯА (WNA), NEA (OECD) и ВАО (WANO) – логичное развитие инициатив Президента РФ по разработке инновационных технологий.

К сожалению, в России, ни в Росатоме, ни в Минобразования и науки эта программа не была должным образом оценена. Так, Россия – в недавнем прошлом СССР – наиболее продвинутая страна в развитии реакторов на быстрых нейтронах (БН) и в области высшего ядерного образования, не сомневаясь в определяющей роли БН и замкнутого ЯТЦ для будущего стабильного энергетического развития страны, – не

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

имеет сейчас национальной программы сохранения ядерных знаний и опыта в этой области, так же, как не имеет национальной программы участия во Всемирном Ядерном Университете, объединившего образовательные системы ведущих «ядерных» стран.

Парадокс – мировое ядерное сообщество использует выдающийся «советский» опыт создания комплексного инженерно-университетского ядерного образования (лучший пример МИФИ и Физтех 60-х годов), а в России этот уникальный опыт, уникальная система образования нивелируется, усредняется с общим уровнем.

Главнейшие «ядерные» институты и университеты, в том числе МИФИ (Москва) и ИАТЭ (Обнинск) выведены из Росатома, и в значительной мере утратили связь с реальной экспериментальной и технологической базой отрасли. Ситуация воистину критическая – у нас осталось ~5 лет, чтобы успеть сохранить и передать знания, опыт ведущих специалистов и ученых новому поколению. Мы многократно говорили и писали о возможности потери позиции и приоритетов в различных ключевых позициях развития ядерных технологий. Теперь мы вынуждены осознать реальность потери в значительной мере ядерной культуры, опыта и знаний.

Кто будет реализовывать новые инициативы и федеральные программы, где новое поколение ядерных инженеров и исследователей, конструкторов и инженеров? Ведущим специалистам по 60 и 70 лет, молодежь – по 25–30 лет (студенты, аспиранты). Провал в самой плодотворной прослойки 35–45 лет. Низкий уровень преподавания, нищенские зарплаты профессоров... Что делать?

Необходимы срочные аварийные меры по обеспечению аккумулирования, сохранения и передачи знаний и опыта в ядерной области, с активным привлечением исследователей в ядерную отрасль путем экономического (финансового и другого) организационного стимулирования студентов, аспирантов и привлечения ведущих инженеров, исследователей и ученых к работе в «головных» ядерных университетах и кафедрах страны.

Таким образом, мы приходим к выводу о необходимости Росатому иметь свой образцовый, многопрофильный научно-образовательный центр. Для здоровой конкуренции, конечно, лучше несколько. Где они должны быть? По многим критериям, на это место будет претендовать г. Обнинск – первый наукоград России.

Козыри Обнинска: практически все 12 НИИ города так или иначе связаны с ядерной тематикой. Причем покрывает почти весь спектр ядерной науки и техники: энергетика, биология, физика атмосферы, химия, медицина, сельское хозяйство. Богатейшая экспериментально-технологическая база – более 200 установок, связанных с ядерной тематикой. Она сегодня вряд ли годится для современных фундаментальных исследований, но идеально подходит для обучения и тренинга, однако без целевого финансирования медленно стареет. Здесь уникальное сочетание комплекса научно-исследовательских организаций с обширной экспериментальной базой и научным потенциалом – более 1100 кандидатов и докторов наук, около 12000 технологов, инженеров и научных работников и более 8000 студентов и аспирантов вузов различного профиля. В Обнинске находится и государственный технический университет атомной энергетики (ИАТЭ) – практически единственный вуз страны, сохранивший процесс образования по всем направлениям ядерной прикладной науки, техники и технологии. Неслучайно именно на базе ИАТЭ по решению Правительства РФ создается новый технопарк.

На базе Обнинского государственного технического университета атомной энергетики создана Российская ассоциация ядерной науки и образования (РАЯНО), в которую входят и ГЦ «Курчатовский институт», и РНЦ «Институт теоретической и экспериментальной физики». Она сформирована на общественных началах силами

известных ученых-энтузиастов, среди которых, например, академик РАМН А.Ф. Цыб, академик вице-президент ГЦ «Курчатовский Институт» Н.Н. Пономарев-Степной. Ассоциация – некоммерческая организация, она открыта и для других участников.

Ассоциацией (РАЯНО) разработана Концепция создания «Российских центров ядерной науки и образования». В качестве одного из возможных и наиболее привлекательных мест для Центра, как уже говорилось, выбран Обнинск.

Первый практический шаг Ассоциации – в декабре 2006 г. в Обнинске пройдет научная сессия (под эгидой МАГАТЭ и Всемирного Ядерного Университета) «Ядерные технологии для человека в XXI веке» по теме «Ядерная медицина и фармакология» на базе Медицинского радиологического научного центра (МРНЦ РАМН, г. Обнинск) под руководством академика А.Ф. Цыба.

РАЯНО планирует регулярное проведение Научных сессий в России (в кооперации с МАГАТЭ и ВЯУ):

2007 г. – «Ядерные технологии и экология» под руководством академика Р.М. Алексахина на базе института сельскохозяйственной радиоэкологии (ИСХР, г. Обнинск).

2008 г. – «Ядерная энергетика и стабильное развитие» (Москва–Обнинск).

Реализация указанных планов поддержана (финансово и организационно) губернатором и правительством Калужской области – Родины мирного атома. К сожалению, мы до сих пор не получили поддержки со стороны государственных структур, напрямую отвечающих за компетентность специалистов ядерной отрасли и за развитие системы «ядерного образования», – Росатома и Министерства образования и науки, а ведь речь идет о проблеме компетентности, профессионализма, «ядерной культуре» кадрового потенциала отрасли.

Вспомним в годовщину Чернобыльской катастрофы, что в основе ее, за ней стоит некомпетентность не только обслуживающего персонала, но и разработчиков и руководителей самых различных уровней. Только образование, только знания и опыт не дадут повторяться подобному, не дадут нам упустить шанс решения проблем, стоящих перед нашей страной.

ОБНИНСКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ ТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ – БАЗОВЫЙ ВУЗ РОССИЙСКОГО ЦЕНТРА ЯДЕРНОЙ НАУКИ И ОБРАЗОВАНИЯ

Обнинский институт атомной энергетики Министерства образования и науки РФ, организованный в 1985 г. на базе филиала Московского инженерно-физического института, является единственным в России и СНГ специализированным высшим учебным заведением, осуществляющим подготовку специалистов в области высоких технологий для предприятий и организаций ядерной энергетики, науки и техники. ИАТЭ имеет лицензию Министерства образования и науки РФ на право ведения образовательной деятельности в сфере среднего, высшего, послевузовского и дополнительного образования.

В ИАТЭ реализована концепция многоуровневой подготовки специалистов с высшим образованием, которая ведется по 11 специальностям и 19 специализациям (дипломированный инженер и менеджер) и 3 направлениям (диплом бакалавра и магистра). Численность студентов дневного отделения 3500. Учебные занятия в ИАТЭ ведут 334 преподавателя, в том числе 48 докторов наук, 148 кандидатов наук, 9 действительных членов специализированных российских и зарубежных академий, 3 заслуженных деятеля науки и техники РФ. Преподаватели института являются авторами многочисленных монографий и учебных пособий, изданных во всероссийских изданиях.

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В ИАТЭ имеется аспирантура, где в настоящее время обучается 72 чел. и специализированные советы по защите докторских и кандидатских диссертаций.

Все существующие специальности и направления подготовки специалистов в области ядерных технологий и энергетики частично или полностью обеспечиваются материально-технической и экспериментальной базой, расположенной в научно-исследовательских организациях Обнинска. Эти организации готовы предоставлять свои возможности для обеспечения учебного процесса на монетарных договорных отношениях с Центром ядерной науки и образования. Более того, качество подготовки специалистов можно улучшить путем привлечения научно-исследовательских организаций из других городов и стран, с которыми на настоящий момент сложились хорошие партнерские отношения. Вполне возможно, что не все из предложенных партнеров Центра ядерной науки и образования станут действительными участниками учебного процесса. Это будет определено в ходе детальной проработки учебных программ. На настоящий момент можно сказать, что набор предложенных партнеров является достаточным (и даже избыточным), чтобы покрыть все ядерные технологии и сопровождающие дисциплины.

Уникально высокая концентрация в городе Обнинске научно-исследовательских организаций и высших учебных заведений, непосредственно работающих в сфере создания ядерных технологий и энергетики, а также обширные международные связи создают необходимые предпосылки для создания Центра ядерной науки и образования.

ИАТЭ играет ключевую роль в обеспечении кадрами отрасли, в подготовке молодых специалистов базовых специальностей, определяющих развитие ЯЭ России.

Так, по официальным результатам выпуска специалистов в 2004 г., по основной специальности 101000 «Атомные станции и установки» (включая все официальные специализации) в России выпущено всего 173 специалиста (см. табл. 1). Это количество, что самое удивительное, с точностью до двух человек совпадает с планируемой потребностью концерна «Росэнергоатом» – 175 человек из тех же вузов. Однако непосредственно на работу на АЭС направляется в среднем только около 60% всех выпускников (около 100), т.е. заведомо меньше, чем есть потребности у атомных станций.

Таблица 1

Выпуск по специальности «Атомные станции и установки в 2004 году»

ВУЗ	Количество выпускников
Обнинский университет атомной энергетики (ИАТЭ)	54
Уральский технический университет (УПИ)	30
Ивановский энергетический университет (ИЭУ)	28
Московский энергетический университет (МЭИ)	24
Санкт-Петербургский технический университет и Институт «Сосновый Бор» (СПбТУ)	17
Нижегородский технический университет (НГТУ)	13
Томский технический университет (ТПУ)	7
Всего по вузам	173

Таблица 2

**Распределение специалистов ИАТЭ
по специальности «Атомные станции и установки»
в 2004 году**

№	Предприятие	Количество трудоустроенных выпускников ИАТЭ (всего 54 человека)
1	Атомные станции: - Смоленская - Билибинская - Нововоронежская - Калининская - Балаковская - Игналинская	12 Всего на АЭС 3 приступили к работе 1 в 2004 году 6 30 выпускников 7 ИАТЭ 1
2	ГНЦ-РФ ФЭИ (Обнинск)	6
3	ФГУП ОНПП «Технология» (Обнинск)	2
4	ФГУДП ОИЦ НИКИМТ (Обнинск)	4
5	МРНЦ РАМН (Обнинск)	1
6	ФГУП НИИП (Лыткарино)	2
7	ФГУДП «Атомтехэнерго» (Десногорск)	2
8	Мосэнерго (Москва)	1
9	Аспирантура	2

В том же 2004 году выпускникам ИАТЭ по специальности «Атомные станции и установки» были выданы, по взаимному согласованию, направления на работу по следующим предприятиям (табл. 2).

Таким образом, как видно из табл. 1 и 2, более 90% выпускников ИАТЭ по основной специальности по эксплуатации энергетических установок приступили работать по полученной специальности, обеспечивая более 30% потребности АЭС России в молодых специалистах. Важно отметить, что обеспечение специалистами АЭС и ведущих предприятий отрасли стабильно выполняется и нарастает все последние годы несмотря на трудности развития отрасли.

Отсутствие планового распределения предопределило новые формы работы ИАТЭ с предприятиями по привлечению выпускников – это или договора о совместной деятельности, которые включают целевую подготовку специалистов, или просто объявление о вакантных рабочих местах и заявок предприятий специалистов той или иной специальности.

На сегодняшний день, даже в условиях отсутствия интенсивного развития ядерной отрасли в последние годы совокупный выпуск специалистов в вузах России уже не удовлетворяет потребностей атомной отрасли в целом. Что касается обеспечения кадрами новых энергоблоков, развития замкнутого ядерного топливного цикла и разработки новой технологической базы и инновационных проектов ядерной энергетики, то здесь потребуется значительное усиление работы. Экспертные оценки, данные руководителями атомных станций, определяют потребность только одного нового энергоблока ВВЭР-1000 в 70–75 чел. специальности «Атомные станции» и 20–25 чел. специальности «ЯЭУ». Если эти цифры отнести с планами строительства энергоблоков на ближайшие годы и учесть значительную инерционность вузовской под-

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

готовки (шесть лет), то уже сегодня, в 2006 г., надо принять меры по привлечению на порядок больше молодежи в вузы для обучения ежегодно только по этим ключевым специальностям. Что касается исследователей и разработчиков, проектировщиков и конструкторов, технологов и радиохимиков, материаловедов и специалистов по радиационной защите, обращению с отходами и по снятию с эксплуатации, да и просто высококвалифицированных техников и рабочих для создания новой технологической платформы, то, очевидно, что без коренной реконструкции высшего «ядерного» образования этой проблемы не решить.

Государству необходимо четко осознать и принять меры для кадрового укрепления высокотехнологичной ядерной отрасли. В прошлые времена студентам, обучающимся по «ядерным» специальностям, была установлена повышенная стипендия. Для преподавания в соответствующих вузах привлекались лучшие, зачастую ведущие специалисты отрасли – это было чрезвычайно престижно. Выпускники вузов проходили практику и выполняли научно-учебные работы на ведущих предприятиях, оснащенных современной экспериментальной базой. Если развитие ядерной технологии становится стратегической задачей государства, оно должно взять на себя ключевую роль в выполнении программы подготовки кадров, включая также дополнительное, целевое оснащение и финансирование профильных институтов, факультетов и кафедр.

Необходимость концентрации средств и специалистов, их целевого эффективного использования и приоритезация задач неизбежно приводит к выводу о необходимости иметь образцовые многопрофильные научно-образовательные центры Родином в отрасли.

РОССИЙСКИЕ ЦЕНТРЫ ЯДЕРНОЙ НАУКИ И ОБРАЗОВАНИЯ (КОНЦЕПЦИЯ)

Какими видятся будущие Центры, одним из которых мог бы стать центр, созданный на базе Обнинского государственного технического университета атомной энергетики в кооперации (интеграции) с ведущими организациями и предприятиями в области использования ядерной энергии, прежде всего г.Обнинска – Первого наукограда России.

Направления подготовки специалистов в Центре

В Центре ядерной науки и образования необходимо осуществлять подготовку специалистов по следующим определяющим направлениям использования ядерной энергии.

1. Ядерная энергетика.
2. Ядерные технологии в медицине.
3. Ядерные технологии в фармакологии.
4. Ядерные технологии в сельском хозяйстве.
5. Ядерные технологии в химическом производстве.
6. Ядерные технологии и окружающая среда.
7. Правоведение в ядерной энергетике.
8. Психология управления.
9. Физическая защита и безопасность.

Выделенные направления подготовки практически покрывают весь спектр развиваемых в мире ядерных технологий, которые активно внедряются в практическую сферу, их результаты пользуются спросом и находят применение и сбыт. Существуют ядерные технологии и в других сферах человеческой деятельности, но в настоящее время их следует рассматривать как не имеющие широкого внедрения в практику и находящиеся в стадии исследовательских разработок.

Все из вышеприведенных направлений подготовки специалистов вмещают в себя целый спектр частных технологий и, в зависимости от спроса и соображений целесообразности, образовательные программы могут быть более специализированными внутри каждого из предлагаемых направлений и в зависимости от интересов регионов. Тем не менее, обучение ядерным технологиям может вестись и более общо, знакомя со всеми достижениями внутри выделенных направлений.

Направление «Ядерная энергетика» является слишком обширным и должно быть дифференцировано на более специализированные направления подготовки. Предлагаются следующие специализации:

- фундаментальная (теоретическая и экспериментальная) ядерная физика;
- промышленная ядерная энергетика (строительство и эксплуатация АЭС, ЯЭУ, ЯТЦ);
- экспериментальные и инновационные установки (расчет и конструирование инновационной ядерной техники и технологии).

Университеты в области ядерной энергетики следует рассматривать как центральные системообразующие учебные заведения, чье кадровое, методическое и материально-техническое обеспечение составят ядро учебного процесса в центрах ядерной науки и образования. Профессионально-образовательные программы создаваемых



Рис.1. Принципиальная схема взаимодействия научных и образовательных организаций в рамках Российского центра науки и образования в Первом наукограде (Обнинске)

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

центров предполагается разработать с учетом дисциплин, преподаваемых в ведущих университетах, а также частично в других интегрируемых вузах.

Научно-исследовательские организации, кооперирующиеся с университетом в области исследования и создания ядерных технологий и энергетики, следует рассматривать как потенциальные лаборатории, экспериментальную и производственную базу при подготовке специалистов в Центрах ядерной науки и образования.

Необходимо отметить, что, например, в Обнинске, как и в других ведущих Центрах, ИАТЭ и другие НИИ, рассматриваемые как возможные будущие партнеры, имеют обширные международные связи. ИАТЭ активно сотрудничает с научно-исследовательскими заведениями и университетами во многих странах мира. Происходит постоянный обмен студентами, докторантами и научными сотрудниками, осуществляется участие в научных международных проектах. Международные связи ИАТЭ распространяются в Италию, Японию, Соединенные Штаты Америки, Южную Корею, Германию, Францию, Китай, Данию, Беларусь, Литву и другие страны.

Чтобы практически полностью обеспечить обучение самым передовым в мире ядерным технологиям, необходимо включить состав Центров как научно-технические организации, предоставляющие самую передовую производственную и экспериментальную базу, обладающие передовыми научными разработками и активно их ведущие в настоящее время, так и также учебные заведения, способные предоставить образовательные программы, преподавательские кадры, аудитории и обеспечить учебный процесс в целом. Эта цель может быть достигнута путем привлечения широкого круга организаций и учебных заведений как отечественных, так и зарубежных. Ниже, на рис. 1 в качестве иллюстрации показана схема взаимодействия с различными научно-образовательными организациями и предприятиями (возможного интегрирования в будущем) при подготовке специалистов на базе Российского центра ядерной науки и образования в Обнинске.

ВЫВОДЫ

Инициатива Президента РФ, высказанная им на Саммите ООН 2000 г., явилась важнейшим политическим актом, отражающим главные приоритеты развития XXI века, признанные ООН, и направленным на восстановление лидирующей роли России в мировой экономике на основе развития ядерной энергетики.

Поступила в редакцию 12.05.2006

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПРОМЫШЛЕННЫХ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ ТИПА АДЭ ПРИ АВАРИЙНОЙ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КАНАЛОВ

С.Н. Белоусов, О.Ю. Виленский, Н.Г. Кузавков, А.В. Мальков,

В.В. Петрунин, С.Ф. Шепелев

ФГУП «ОКБМ», г. Н.Новгород



В статье представлены результаты численного и экспериментального моделирования аварийных ситуаций с разгерметизацией технологических каналов (ТК) промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР) АДЭ-2, АДЭ-4, АДЭ-5. Изложена принятая концепция прохождения аварийных ситуаций, методология и средства численного и экспериментального исследования аварийных процессов: математическая модель, компьютерная программа RFCD, разработанный и изготовленный в ОКБМ экспериментальный стенд. Представлены результаты численного анализа процессов в сравнении с результатами экспериментальных исследований, выполненных для натурных условий: диапазон температур имитаторов графитовых втулок и блоков составляли 300–550°C при наличии в области разгерметизации ТК ударных пульсаций давления и расхода с амплитудой ~10 МПа и частотой ~100 Гц, полученных предварительно в численном эксперименте по программе RFCD. Разработанная программа RFCD и созданный экспериментальный стенд могут также использоваться для анализа безопасности канальных реакторов РБМК.

ВВЕДЕНИЕ

Промышленные уран-графитовые реакторы (ПУГР) АДЭ-2, АДЭ-4, АДЭ-5 более 40 лет работают в режиме АТЭЦ, обеспечивая электро- и теплоснабжение Северска, Томска и Железногорска. Реакторы АДЭ принадлежат к поколению конца 50-х – начала 60-х годов. Поэтому обоснование безопасной эксплуатации этих реакторов является важнейшей задачей.

При обосновании безопасности реакторов АДЭ одной из сложнейших в методологическом плане проблем являются аварийные ситуации с единичной и множественной разгерметизацией технологических каналов (ТК). Анализ происходящих при этом процессов проводится расчетными и экспериментальными методами.

© С.Н. Белоусов, О.Ю. Виленский, Н.Г. Кузавков, А.В. Мальков, В.В. Петрунин,
С.Ф. Шепелев, 2006

Для расчетного анализа динамики параметров среды, истекающей из первого контура в разогретую до высоких температур графитовую кладку активной зоны (А3) при разгерметизации ТК, разработана расчетная программа RFCD [1, 2], с использованием которой проведены расчеты аварийных ситуаций с единичной и множественной разгерметизацией ТК.

Разработан и изготовлен экспериментальный стенд, предназначенный для верификации расчетных программ и экспериментального обоснования безопасности реакторов АДЭ. Проведены экспериментальные исследования [2].

Изложение полученных результатов представляет значительный интерес при исследовании и обосновании безопасности уран-графитовых реакторов, охлаждаемых водой.

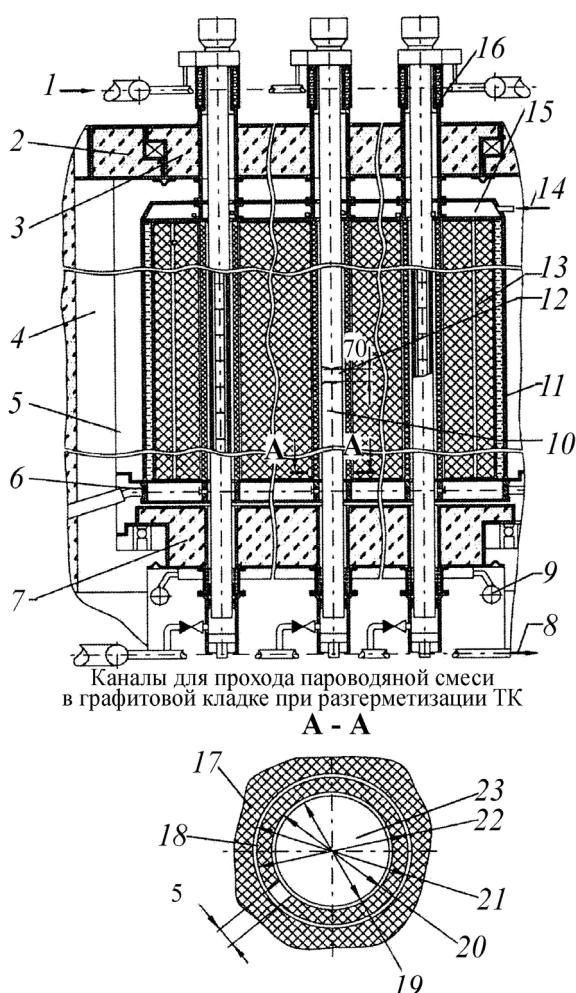


Рис.1. Схема РП реакторов АДЭ, используемая при анализе аварийных ситуаций с разгерметизацией ТК: 1 – вход воды первого контура; 2 – схема «Д»; 3 – схема «Е»; 4 – схема «Л»; 5 – РП; 6 – МДП (междиафрагменное пространство); 7 – схема «ОР»; 8 – выход воды первого контура; 9 – отсос пара; 10 – аварийный ТК; 11 – кожух А3; 12 – область разгерметизаций ТК; 13 – зазор между графитовыми блоками; 14 – подача азота в графитовую кладку; 15 – азотный коллектор; 16 – уплотнение ТК; 17 – графитовый блок; 18 – графитовая втулка; 19 – диаметр ТК; 20 – диаметр втулки внутренний; 21 – диаметр отверстия в блоке; 22 – диаметр втулки наружный; 23 – ТК

ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРОВ АДЭ

На всех стадиях разработки, пуска и эксплуатации промышленных реакторов вопросам обеспечения безопасности уделялось особое внимание. Анализировались отказы оборудования, ошибки персонала, фактическое состояние систем и оборудования. Разработаны и внедрены в проектах реакторов технические мероприятия по повышению надежности и безопасности эксплуатации, в частности, быстродействующая система аварийной защиты реактора, система технических мер по стабилизации графитовой кладки А3 и др. Указанные мероприятия обеспечили безопасную эксплуатацию реакторов в течение ~ 40 лет, что почти в два раза превышает проектный срок службы .

В анализе безопасности реакторов АДЭ особое место занимают аварийные ситуации с разгерметизацией ТК. При расчетном и экспериментальном обосновании безопасности реакторов АДЭ в аварийных ситуациях с разгерметизацией ТК необходимо моделировать следующие процессы (рис. 1):

- истечение воды первого контура в разогретую до высокой температуры графитовую кладку А3 реактора;

- пульсации расхода и давления сред в ТК и полостях кладки;
- парообразование в полостях графитовой кладки и локальное повышение давления;
- торможение и перераспределение расходов сред в разгерметизированном ТК и каналах в кладке А3;
- распространение пароводяной смеси и пара по полостям кладки и выход в реакторное пространство (РП);
- рост давления, вызванный генерацией пара;
- воздействие сред на реакторные конструкции.

ПРОГРАММА RFCD ДЛЯ РАСЧЕТНОГО АНАЛИЗА АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ С РАЗГЕРМЕТИЗАЦИЕЙ ТК

Расчетная программа RFCD [1] разработана для расчетного анализа безопасности ПУГР типа АДЭ в аварийных ситуациях с разгерметизацией ТК и позволяет проводить расчеты динамики однофазных и двухфазных водяных потоков, включая быстрые динамические процессы типа гидравлического удара с учетом теплообмена со стенками каналов на расчетных участках и изменения во времени температуры графитовой кладки А3 и металлоконструкций РП.

Математическая модель и алгоритм программы RFCD [1] основаны на численном решении нестационарных уравнений сохранения массы, энергии и количества движения для однофазных и двухфазных потоков в переменных Эйлера путем разбиения расчетной области на конечные элементы. При анализе аварийных ситуаций А3 и РП разбиваются на конечное число контрольных объемов, соединенных каналами, для которых рассчитывается динамика значений параметров парожидкостных и парогазовых сред.

Компьютерный код RFCD позволяет задавать произвольную конфигурацию расчетной схемы. Могут задаваться расчетные схемы замкнутых контуров с естественной или принудительной циркуляцией теплоносителя, либо разомкнутые расчетные схемы моделируемых объектов с заданными граничными условиями.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ СТЕНД ДЛЯ ВЕРИФИКАЦИИ РАСЧЕТНЫХ ПРОГРАММ

Стенд создан для обоснования безопасности реакторов АДЭ в аварийных ситуациях с разгерметизацией ТК и предназначен для экспериментальной апробации и верификации расчетных программ. Целью экспериментальных работ на стенде является исследование распределения значений расходов рабочей среды, истекающей в ячейку А3 реакторов АДЭ при разгерметизации ТК, определение значения давления в области разгерметизации, исследование функционирования обратного клапана на выходе ТК и изменения расхода в нижней части разгерметизированного ТК.

Стенд моделирует ячейку А3 реактора. Имитация аварийных режимов с разгерметизацией ТК на стенде проводится для уровней и диапазонов изменения исследуемых параметров, соответствующих предварительно выбранным значениям для моделирования аварийных ситуаций с разгерметизацией ТК с помощью программы RFCD. Принципиальная схема компоновки основного оборудования стенда, конструктивная схема модели ячейки реактора и сравнительные схемы течения сред при разгерметизации ТК в натурном объекте и модели стенда приведены на рис. 2–4.

Для имитации режимов разгерметизации ТК стенд имеет следующие основные системы и сборочные единицы:

- модель ячейки А3 реакторов АДЭ в пределах активной зоны (рис. 2, 3), состоя-

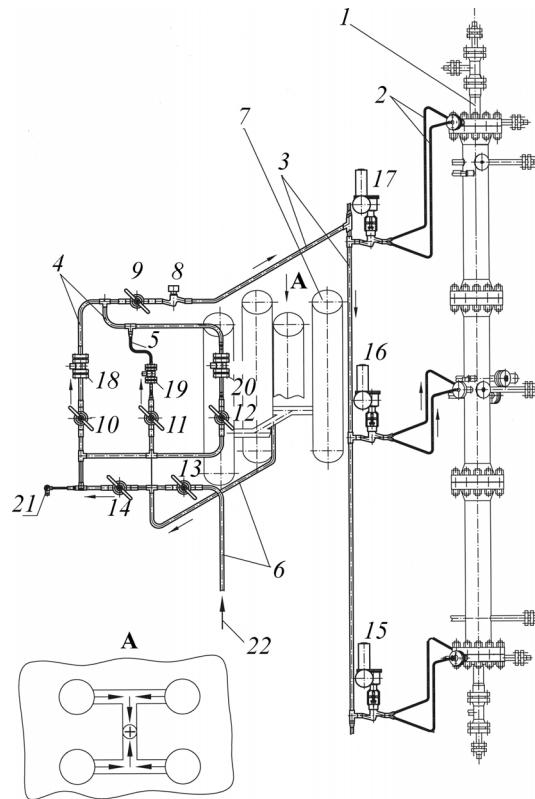


Рис. 2. Гидравлическая схема и компоновка оборудования трассы подвода воды в модель ячейки активной зоны экспериментального стенда: 1 – модель ячейки А3 реактора; 2, 3, 4, 5, 6 – трубопроводы; 7 – водоподогреватель; 8 – клапан обратный; 9, 10, 11, 12, 13, 14, 15, 16, 17 – управляемая, регулирующая и запорная арматура; 18, 19, 20 – турбинные преобразователи расхода воды; 21 – термопара; 22 – подача воды от насоса

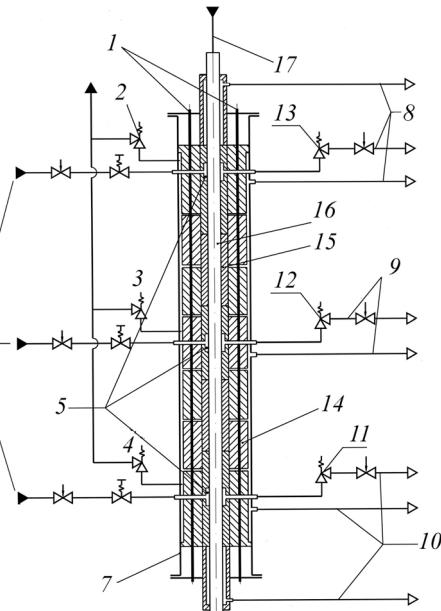


Рис. 3. Конструктивная схема модели ячейки А3 реактора экспериментального стенда:
1 – электрический нагреватель; 2, 3, 4 – предохранительные клапаны; 5 – узлы имитации разгерметизации ТК; 6 – подвод воды в модель; 7 – силовой корпус; 8, 9, 10 – отвод рабочей среды из модели в конденсатор и через ИК; 11, 12, 13 – импульсные клапаны; 14 – имитатор графитовых блоков; 15 – имитатор графитовых втулок; 16 – имитатор ТК; 17 – вода от системы горячего водоснабжения

щую из имитатора трубы ТК, имитаторов графитовых втулок и блоков, силового корпуса, в который заключена модель ячейки;

- устройства для имитации процесса разгерметизации ТК (узлы ИРТК), позволяющие моделировать натурные условия протекания процесса по геометрии области разгерметизации, температуре и давлению без физической разгерметизации имитатора трубы ТК – путем подачи рабочей среды в модель ячейки активной зоны под заданным давлением (рис. 2, 3); на рис.4 приведены сравнительные схемы течения потоков в натурном объекте и модели;

- нагреватель модели (рис. 3), имитирующий тепловыделения в графите А3 реактора;

- систему охлаждения имитатора ТК, обеспечивающую поддержание заданной температуры трубы ТК и натурные условия теплоотвода от имитаторов графитовых втулок и блоков кладки;

- трассу подвода воды в модель ячейки А3 (рис. 2, 3);
- емкости с запасом рабочей среды с заданными параметрами – водоподогреватели (рис. 2);

- систему газа высокого давления, обеспечивающую поддержание давления воды в водоподогревателях на уровне давления в первом контуре реакторной установки;

- систему, имитирующую функционирование обратного клапана на выходе из ТК и

Таблица 1

Технические характеристики стенда

Наименование параметра	Числовое значение
Мощность нагревателя модели ячейки реактора, кВт	35 – 40
Мощность нагревателей в емкостях запаса воды, кВт	40 – 50
Средняя температура поверхности трубы имитатора ТК, °С	150
Внутренний диаметр корпуса модели ячейки реактора, м, не более	0,15
Высота имитаторов графитовых втулок и кладки, м	3,5
Температура имитаторов графитовых втулок, °С	50 – 550
Температура имитаторов графитовой кладки, °С	50 – 650
Температура корпуса модели, °С	50 – 570
Давление пароводяной смеси в модели ячейки реактора, МПа	0,1-4,0
Температура пароводяной смеси, пара на выходе из модели, °С	100 – 470
Давление срабатывания клапанов, имитирующих обратный клапан на выходе из ТК, МПа	2,3-0,75
Объем воды в водоподогревателях, дм ³	200
Температура воды в водоподогревателях, °С	20-200
Давление воды в водоподогревателях, МПа	0,75 – 4,0
Давление в газовых баллонах системы подачи газа в водоподогреватели давления, МПа	0,1 – 15
Расход воды, подаваемый в модель ячейки реактора ТК, т/ч	0,18 – 5,76

изменение расхода в нижней части ТК при прохождении режимов с разгерметизацией ТК – систему отвода рабочей среды из модели через импульсный клапан (рис. 3, 4);

- систему отвода среды из модели ячейки и конденсации пароводяной смеси при имитации режимов с разгерметизацией ТК (рис. 3);
- системы подпитки и дренажа циркуляционных контуров стенда;
- трубопроводы с быстрой действующей управляемой, регулирующей и запорной арматурой, импульсными (ИК) и предохранительными (ПК) клапанами (рис. 2, 3).

Основные технические характеристики стенда приведены в табл. 1.

При имитации режимов разгерметизации ТК вода из водоподогревателей по трассе подвода

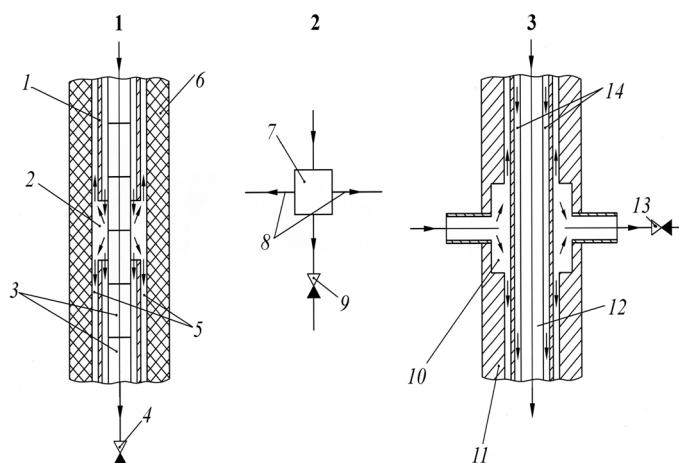


Рис. 4. Узел разгерметизации ТК:
1 – конструктивная схема в реакторе: 1- труба ТК; 2 – полость разгерметизации; 3 – твэл; 4 – обратный клапан на выходе ТК; 5 – каналы течения рабочей среды в графитовой кладке; 6 – графитовая кладка;
2 – схема течения рабочей среды: 7 – полость разгерметизации ТК; 8 – каналы течения рабочей среды в графитовой кладке; 9 – обратный клапан на выходе ТК;
3 – конструктивная схема в модели стенда: 10 – имитатор полости разгерметизации ТК; 11 – имитатор графитовой кладки; 12 – имитатор ТК; 13 – имитатор обратного клапана; 14 – имитаторы каналов течения рабочей среды в графитовой кладке

воды в узлы ИРТК подается в разогретую до заданной температуры модель. Из модели рабочая среда отводится по трассам отвода среды в конденсатор и через импульсный клапан (рис. 3).

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ С РАЗГЕРМЕТИЗАЦИЕЙ ТК НА СТЕНДЕ И ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАММЫ RFCD

Предварительный расчетный анализ аварийных ситуаций с разгерметизацией ТК и экспериментальных режимов на стенде показал, что при разгерметизации ТК в натурном объекте или при имитации процесса разгерметизации ТК на стенде поступление воды в область разгерметизации ТК характеризуется наличием пульсаций расхода и ударных пульсаций давления воды.

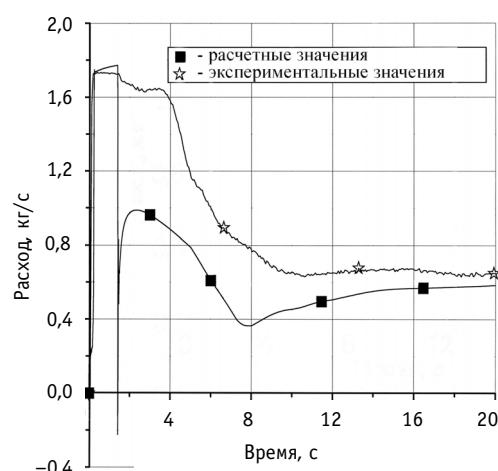


Рис. 5. Расчетные и экспериментальные значения расхода среды в стенде

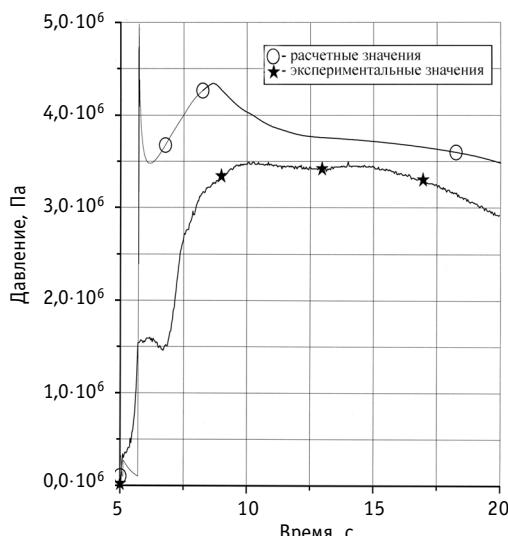


Рис. 6. Расчетные и экспериментальные значения давления в нижнем узле ИРТК модели ячейки реактора стенда

На этапе предварительного расчетного анализа выполнено обоснование разбиения моделируемого объекта на расчетные участки и контрольные объемы, анализ величин максимальных отклонений моделируемых параметров, оценка сходимости и устойчивости численных решений, определено влияние шага интегрирования и нодализации расчетной области на результаты расчета, проведены расчетные и аналитические тесты для обоснования расчетной программы в том числе и для расчетов гидравлического удара без разрыва и с разрывом сплошности потока.

С целью верификации программы на экспериментальном стенде, в том числе и на наличие пульсаций давления воды в области разгерметизации ТК, на трассе подвода воды, перед входом в модель были установлены датчики для измерения пульсаций давления ALPHA N500. Сигналы от датчиков выведены на компьютер для цифровой записи и на осциллограф для аналоговой записи процессов. При цифровой записи интервал времени между опросами значений давления и других параметров составлял 0,067 с.

В процессе исследования прохождения аварийных ситуаций с разгерметизацией ТК проведена серия бросков воды под давлением в разогретую до рабочих параметров модель стенда (температура имитаторов графитовых втулок в центре модели изменялась в диапазоне 300–550°C, давление воды в водоподогревателях составляло 3–5 МПа). Подача воды в модель осуществлялась через нижний,

средний и верхний узлы ИРТК, отвод среды из модели на конденсатор производился из верхней и нижней точек модели и через ИК.

Выполнен расчетный анализ экспериментальных режимов по программе RFCD.

Ниже представлен один из проведенных режимов броска воды в разогретую до рабочих параметров модель. В рассматриваемом режиме исходные параметры перед броском воды в модель имели следующие значения:

- давление газа в водоподогревателях 4,93 МПа;
- температура воды в водоподогревателях 19°C;
- температура имитаторов графитовых втулок в центре модели 355°C;
- давление паровоздушной смеси за запорным вентилем ВН37 0,1 МПа (рис. 2).

Бросок воды из водоподогревателей в модель проводился путем открытия вентиля ВН37 (время полного открытия вентиля составляло ~ 2 с). Вода по трассе подвода подавалась в нижний узел ИРТК, отвод пара на конденсатор производился из верхней точки модели. Экспериментальные и расчетные результаты динамики изменения давления и расхода среды в трассе подвода воды в модель приведены на рис. 5–8. В процессе открытия арматуры ВН37 расход в трассе практически мгновенно (за промежуток времени ~ 0,1 с) возрастает до значения 1,75 кг/с (рис. 5, расчетные и экспериментальные данные). Максимальное значение расхода воды в расчете и эксперименте поддерживается в течение промежутка времени ~ 1,3 с. В процессе заполнения трассы подвода и поступлении рабочей среды в обогреваемые каналы модели в имитаторе графитовой кладки происходит торможение потока рабочей среды и, соответственно, снижение значений ее расхода. К моменту времени 10 с (рис. 5, расчетная и экспериментальная кривые), ее расход снижается до своего квазистационарного значения 0,43 кг/с, в соответствии с расчетом, и до 0,63 кг/с, в соответствии с экспериментом. К моменту времени 20 с расчетное и экспериментальное значения расхода среды составляют ~ 0,6 кг/с.

На рис. 6 приведены расчетные и экспериментальные значения давления в трассе подвода воды в модель в точке установки датчиков давления ALPHA N500.

При резком возрастании расхода воды до максимального значения в течение первых секунд процесса происходит незначительный рост давления в стенде до значения ~ 0,25 МПа за счет сжатия движущимся фронтом воды паровоздушной смеси (рис.6, расчетные и экспериментальная кривые). Продолжение роста давления от сжатия паровоздушной смеси ограничено конденсацией пара. Рост давления до квазистационарного значения 3,4 МПа в эксперименте и 4,0 МПа в расчете к десятой секунде процесса вызван торможением потока при входе в обогреваемые каналы модели ячееки реактора.

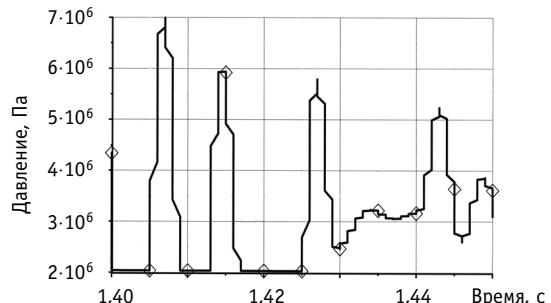


Рис. 7. Пульсации давления воды в трассе подвода воды в модель (расчет по программе RFCD)

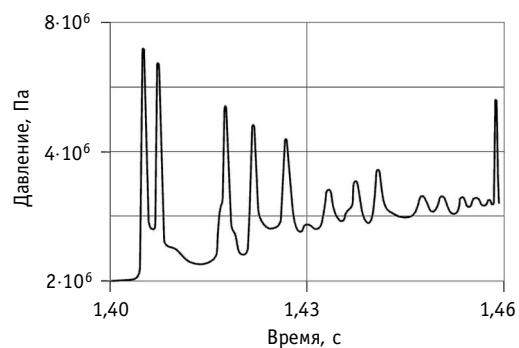


Рис. 8. Пульсации давления воды в трассе подвода воды в модель (эксперимент)

Процесс стабилизации значений давления и расхода рабочей среды при поступлении в обогреваемые каналы модели сопровождается пульсациями их значений (рис.5, 6, расчетные кривые). Отсутствие пульсаций давления на экспериментальной кривой (рис. 6) объясняется низкой частотой опроса при цифровой записи экспериментальных значений давления. Пульсации давления, полученные расчетным путем, во временном интервале 1,4–1,45 с приведены на рис. 7. Данные пульсации давления зарегистрированы экспериментально при аналоговой записи экспериментальных данных (рис. 8).

Как видно из приведенных расчетных и экспериментальных результатов, максимальная амплитуда пульсаций давления среды составляет ~7 МПа, а частота ~ 100 Гц.

Из проведенного сравнительного анализа следует, что имеется хорошее качественное соответствие расчетных и экспериментальных данных. Различие результатов на стадии стабилизации процесса не превышает 15–20%. На первой стадии броска воды, при прохождении быстрых динамических процессов, расхождение расчета и эксперимента может достигать 50% (рис.5). Расчетные и экспериментальные значения пульсационных характеристик давления (рис. 7, 8), практически, совпадают как по амплитуде, так и по частоте.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНОГО АНАЛИЗА РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТК В РЕАКТОРАХ АДЭ

Проведены расчеты по программе RFCD аварийных ситуаций с единичной и множественной разгерметизацией ТК в реакторах АДЭ. Расчеты аварийной ситуации с единичной разгерметизацией ТК в предположении мгновенной разгерметизации ТК полным сечением показали наличие в области разгерметизации ТК пульсаций расхода и давления среды.

При мгновенной разгерметизации ТК-натяжителя (ТК-Н) полным сечением, в результате мгновенного расхождения образовавшихся верхней и нижней половин трубы ТК-Н под действием усилия пружины на расстояние 70 мм, образуется полость в графитовой кладке А3, куда начинает истекать вода и пароводяная смесь из аварийного ТК (рис.1).

В образовавшуюся полость разгерметизации истекает расход рабочей среды из верхней половины разгерметизированного ТК. Поскольку на начальном этапе процесса давление в полости разгерметизации существенно ниже давления воды на выходе ТК, в полость разгерметизации ТК истекает расход среды из нижней половины разгерметизированного ТК.

Течение среды из полости разгерметизации ТК в аксиальном направлении вверх и вниз осуществляется по каналам в графитовой кладке, показанным на рис. 1, А-А:

- прямоугольный канал в прорези графитовой втулки;
- кольцевой канал между трубой ТК и графитовой втулкой;

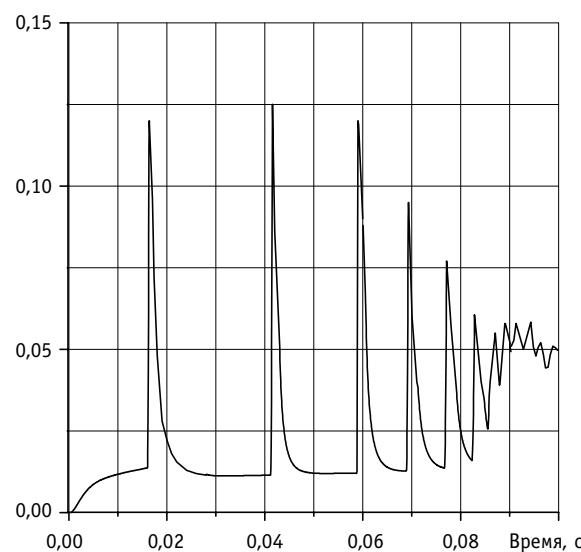


Рис. 9. Расход рабочей среды в графитовой кладке

- кольцевой канал между графитовой втулкой и графитовыми блоками.

Значения расхода среды, текущей из полости разгерметизации вверх по вертикальному каналу, образованному прорезью в графитовой втулке, показаны на рис. 9. Суммарное значение расходов среды, текущих по каналу в прорези графитовой втулки вверх и вниз составляет ~ 85% от суммарного значения расхода среды, текущего в аксиальном направлении из полости разгерметизации ТК.

На промежутке времени 0,016 с расход среды, вытекающий из полости разгерметизации ТК по каналу в графитовой втулке вверх по отношению к полости разгерметизации, составляет ~ 0,017 кг/с. Существенное превышение втекающего в полость разгерметизации ТК расхода среды над вытекающим расходом и инерционность названных потоков среды приводят к скачкообразному повышению давления в полости разгерметизации в момент времени 0,016 с (рис. 10). Давление повышается до значения 18,0 МПа. Длительность скачкообразного повышения давления составляет ~ 0,0016 с. Возникший скачок давления носит характер гидравлического удара и приводит к резкому увеличению значения расхода среды, вытекающего в графитовую кладку (рис. 9). Данный процесс носит циклический характер с частотой ~ 120 Гц, максимальное повышение давления при этом составляет 19,0 МПа. Затем, к моменту времени ~ 0,11 с, значения названных расходов среды выходят на квазистационарный уровень и давление в полости разгерметизации ТК стабилизируется при значении 3,0 МПа. При повышении давления среды в полости разгерметизации ТК выше значения давления воды на выходе из ТК втекающий в нее расход среды из верхней половины ТК вытекает как в графитовую кладку, так и в нижнюю половину разгерметизированного ТК.

Различие значений амплитуд пульсаций давления в узле ИРТК модели стенда и в области разгерметизации натурного объекта обусловлено наличием в модели стенд-да технологических протечек рабочей среды.

Оценки прочности графитовых втулок и блоков в районе разрыва показали, что выброс среды из ТК с давлением, представленным на рис. 10, может привести к разрушению двух–трех втулок, а затем к возникновению в одном–двух смежных блоках внутренних продольных трещин, которые лавинообразно прорастут до сквозных и фрагментируют блок на две – четыре части. При этом, если колонна с фрагментируемым блоком находится в районе так называемого «кривораздела» шириной более 100мм, возможно выпадение одного–двух фрагментов в пустоты кладки и появление в этом месте так называемых «храповиков». Под действием импульсного давления фрагментированные части блока ударят в блоки соседних колонн и попытаются дополнительно искривить колонны от места разгерметизации ТК в сторону бандажей и кожуха, что приведет к дополнительным локальным деформациям кожуха величиной не более 10 мм. Оценки показали, что дополнительная деформация кожуха и соответствующее ему искривление колонн не приведет к разгерметизации соседних ТК. Таким образом, мгновенная разгерметизация единичного ТК полным сечением не приведет к лавинообразному развитию аварийного процесса в объеме кладки реактора. Для окончательных выводов требуется проведение более детальных расчетных

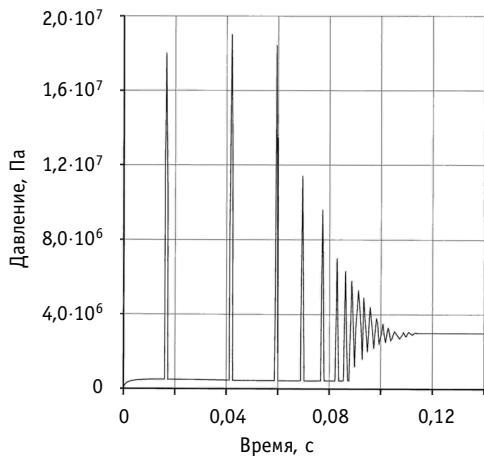


Рис. 10. Давление рабочей среды в области разгерметизации ТК

исследований с использованием специальных программных средств расчета прочностных параметров кладки.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработана расчетная программа RFCD для анализа аварийных ситуаций с разгерметизацией ТК промышленных уран-графитовых реакторов типа АДЭ, позволяющая проводить расчеты динамики параметров однофазных и двухфазных водяных потоков, включая быстрые динамические процессы типа гидравлического удара с учетом теплообмена со стенками каналов на расчетных участках и изменения во времени температуры графитовой кладки А3 и металлоконструкций РП.

Предварительный расчетный анализ аварийных ситуаций с разгерметизацией ТК показал наличие в области разгерметизации ударных пульсаций давления с амплитудой до 19 МПа.

Для верификации программы изготовлен экспериментальный стенд, моделирующий ячейку А3 реактора. Моделирование разгерметизации ТК на стенде проводится без физической разгерметизации модели ТК, что обеспечивает повторяемость эксперимента при минимальных затратах, проведение необходимого количества экспериментальных режимов для заданных серий значений режимных параметров и набор экспериментальных данных для верификации программы. Полученные на стенде экспериментальные динамические характеристики с достаточной степенью точности совпадают с расчетными зависимостями, включая ударные пульсации давления среды в области разгерметизации ТК.

По результатам экспериментальных исследований на стенде и верификации программы RFCD выполнен расчетный анализ истечения теплоносителя в графитовую кладку реакторов АДЭ и изменения давления в РП при единичной и множественной разгерметизациях ТК.

Анализ воздействия ударных пульсаций давления на графитовую кладку показал, что несмотря на то, что при разгерметизации ТК возможно разрушение графитовых втулок и блоков, разгерметизация единичного ТК не приведет к лавинообразному развитию аварийного процесса в объеме кладки реактора.

Разработанная программа RFCD и созданный экспериментальный стенд могут также использоваться для анализа безопасности канальных реакторов РБМК.

Литература

1. Белоусов С.Н., Кузнецова Н.А. и др. Разработка и верификация кода RFCD для расчета процесса истечения пароводяной смеси при разгерметизации технологических каналов канальных водо-графитовых реакторов / Сборник тезисов докладов на отраслевой конференции «Теплофизика-2001». – Обнинск, 2001. – 300 с.
2. Белоусов С.Н., Кузавков Н.Г., Петрунин В.В. и др. Расчетно-экспериментальные исследования аварийных процессов при разгерметизации технологических каналов промышленных уран-графитовых реакторов типа АДЭ / Сборник тезисов докладов на Международной научно-технической конференции. – М.: ГУП НИКИЭТ, 2004.

Поступила в редакцию 11.04.2006

ОБОБЩЕНИЕ ПОНЯТИЯ РИСКА НА СЛУЧАЙ ВРЕМЯЗАВИСИМЫХ ЕГО КОМПОНЕНТОВ

Ю.В. Волков

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



Получены соотношения для оценок риска от объектов ядерных технологий для случая, когда его компоненты – вероятность аварии и величина ущерба от нее – зависят от времени. С помощью простых моделей продемонстрированы новые возможности при проведении ВАБ, которые дает такое обобщение понятия риска. В качестве примера по простейшей модели проведен анализ безопасности хранения РАО с однокомпонентной активностью.

В Федеральном законе № 184-ФЗ от 27.12.2002 «О техническом регулировании» дано такое определение риска: «Риск – вероятность причинения вреда жизни или здоровью граждан, имуществу физических или юридических лиц, государственному или муниципальному имуществу, окружающей среде, жизни или здоровью животных и растений с учетом тяжести этого вреда». Авторы этого определения, составляя его, по-видимому, не особенно заботились о количественном измерении риска. Иначе они определили бы как учитывать «тяжесть этого вреда». Поэтому приведенное определение допускает его неоднозначное толкование. Например, некоторые специалисты по проведению вероятностного анализа безопасности (ВАБ) в области ядерных технологий понимают под его количественной мерой – вероятностное распределение величины ущерба для постулированного набора аварийных событий. Но при такой интерпретации никак не фигурирует временная компонента, т.е. возможные зависимости от времени этого распределения. В мировой практике и в литературе по ВАБ [1–5] широко распространено определение риска R как произведения

$$R = P * C \quad (1)$$

вероятности неприятного события P на ущерб от него C . Такое количественное определение риска, не противореча его качественному определению в цитированном Федеральном законе, также не может считаться удовлетворительным, т.к. не учитывает возможные зависимости от времени обеих величин, входящих в это произведение.

Пример: Хранилища, заполненные радиоактивными отходами (РАО), могут потерять герметичность в какой-то случайный момент времени после начала эксплуатации. Следовательно, активность РАО, выделившихся в окружающую среду в этот момент (ущерб), будет определяться законом распада РАО и временем от начала эксплуатации хранилища до момента его повреждения. При этом, оставаясь за пределами хранилища, РАО будут распадаться и в дальнейшем, т.е. выделившаяся ак-

тивность (ущерб) будет и дальше изменяться во времени. И затраты на ликвидацию последствий аварии с разгерметизацией хранилища, возможно, будут изменяться во времени по более сложному закону, чем закон радиоактивного распада, т.к. на них могут влиять, например, стоимость работ по ремонту и герметизации хранилища, инфляционные процессы и т.д. Следовательно, как надежность хранилища $P(t)$, так и ущерб от его повреждения $C(t)$ являются функциями времени.

В работах [6, 7], в связи с изучением вопроса о необходимости и эффективности трансмутации РАО, предпринята попытка оценивать среднюю активность, выделяемую в окружающую среду при аварийной разгерметизации хранилища. Полученные оценки этой активности занижены, т.е. сделаны не в запас безопасности.

Далее будем придерживаться количественной меры риска, подобной определенной в работах [1–5]. Правильный учет временных зависимостей в оценках риска должен приводить к более сложному выражению для риска, чем (1).

В самом деле, пусть объект, риск от которого требуется вычислить, остается в работоспособном состоянии в течение времени t с вероятностью $P(t)$. Тогда вероятность того, что объект откажет в малом единичном интервале времени после момента времени t , при условии, что до этого момента времени он не отказал (интенсивность повреждения объекта), согласно [8], есть

$$\lambda(t) = -\frac{1}{P(t)} \frac{dP}{dt} . \quad (2)$$

Пусть при отказе объекта в произвольный момент времени τ внутри отрезка $[0, t]$ возник ущерб от объекта, составивший к моменту времени t величину $C(t, t - \tau)$. Тогда среднее значение ущерба от объекта, образовавшееся к фиксированному моменту времени t будет

$$R(t) = \int_0^t C(\tau, t - \tau) P(\tau) \lambda(\tau) d\tau , \quad (3)$$

где произведение $P(\tau) \lambda(\tau) d\tau$ есть вероятность того, что объект не откажет к моменту времени τ и откажет в малом интервале времени $d\tau$ после этого момента.

Подстановка (2) в (3) приводит к выражению

$$R(t) = - \int_0^t C(\tau, t - \tau) dP(\tau) \quad (4)$$

или, что то же самое

$$R(t) = \int_0^t C(\tau, t - \tau) f(\tau) d\tau , \quad (4')$$

где $f(\tau)$ – плотность распределения времени до отказа объекта.

Из формулы (4') видно, что риск $R(t)$ – условное среднее значение ущерба от объекта, при условии, что этот ущерб образовался до момента времени t .

Соответственно

$$R(\infty) = \int_0^\infty C(\tau, \infty - \tau) f(\tau) d\tau \quad (5)$$

есть среднее значение ущерба от объекта за все время, пока он представляет хоть какую-нибудь опасность (реальную или потенциальную) и может принести ущерб.

Это и есть обобщение понятия риска на случай зависимости от времени как вероятностей неприятных событий, так и ущербов от них.

Понятно, что интеграл в правой части выражения (5) может не сходиться, и в этом случае $R(\infty) = \infty$. Это происходит, когда произведение $C(\tau, \infty - \tau) f(\tau)$ при $\tau \rightarrow \infty$ стре-

мится к нулю недостаточно быстро. Нетрудно показать, что условием сходимости интеграла в выражении (5) является требование, чтобы при достаточно больших τ

$$C(\tau, \infty - \tau) f(\tau) \approx \tau^{-(1+\alpha)}, \quad (6)$$

где $\alpha > 0$.

Поскольку никакая разумная деятельность (в том числе и в области ядерных технологий) не должна приводить к катастрофически большим рискам, то из асимптотики (6) следует важный вывод: *имеет право на существование только такая разумная деятельность, в результате которой возникают объекты, ущерб от аварий на которых растет со временем τ не быстрее, чем*

$$u(\tau) = f^{-1}(\tau) \tau^{-(1+\alpha)}. \quad (7)$$

Зависимость (7) может служить ограничивающим критерием на развитие технологий (в том числе и ядерных).

В работе [3] дано обоснование того, что очень надежные объекты (сооружения блоков АС, хранилища РАО и т.п.) должны иметь плотность распределения времени до повреждения, близкую к экспоненциальному. Тогда, положив

$$f(\tau) = v e^{-v\tau},$$

для экспоненциально надежных объектов можно получить оценку

$$u(\tau) = \frac{e^{v\tau}}{\sqrt{1+\alpha}} = \frac{1}{v} e^{v\tau - (1+\alpha)\ln v}.$$

Из изложенного можно сделать важный вывод: *чтобы риски от какой-либо разумной деятельности не становились для нее катастрофическими, необходимо, чтобы ущербы от аварий на создаваемых объектах росли со временем медленнее, чем уменьшается их надежность.*

Если рассматривается несколько событий в данном виде деятельности, и они несовместны, то парциальные риски $R_i(t)$ складываются, чтобы получить полный риск

$$R(t) = \sum_{i=1}^n R_i(t)$$

от всех рассматриваемых n событий. При этом условия полноты совокупности событий, а также их несовместности должны соблюдаться для каждого момента времени.

Для иллюстрации возможностей и полезности использования введенного здесь обобщенного понятия риска рассмотрим простой пример оценки риска от эксплуатации хранилища РАО, который можно определить несколькими способами, например, как

- среднюю величину активности, выделяемую в момент разрушения хранилища;
- среднюю величину интегральной активности, выделенной к моменту времени t , если разгерметизация хранилища произошла до этого момента.

Предположим, в начальный момент времени $t = 0$ в хранилище заложено N_0 ядер РАО одного типа. Эти ядра, распадаясь, превращаются в ядра стабильного изотопа, не представляющего опасности. В соответствии с законом радиоактивного распада, количество РАО к моменту времени t будет равно

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda_0 t},$$

где λ_0 – постоянная распада РАО.

Значит скорость изменения числа радиоактивных ядер в момент времени t будет

$$N'(t) = -\lambda_0 N_0 e^{-\lambda_0 t}.$$

Предположим, что при разгерметизации хранилища все количество РАО выходит в окружающую среду и там продолжает распадаться с выделением активности.

Тогда при разрушении хранилища в случайный момент времени τ , в этот момент из хранилища выйдет

$$C(\tau) = \lambda_0 N_0 e^{-\lambda_0 \tau} \quad (8)$$

активности. Как отмечено выше, надежность хранилища РАО должна быть близкой к экспоненциальной

$$P(t) = e^{-vt}. \quad (9)$$

Следовательно, согласно формуле (4), средняя величина активности, выделенной из хранилища в момент его разрушения до момента времени t , будет равна

$$R(t) = \frac{v\lambda_0 N_0}{v + \lambda_0} (1 - e^{-(v+\lambda_0)t}). \quad (10)$$

Тогда

$$R(\infty) = \frac{\lambda_0 v}{\lambda_0 + v} N_0.$$

Оценим, сколько интегральной активности в среднем может быть выделено к моменту времени t при разрушении хранилища в случайный момент времени $\tau \leq t$. К моменту времени t всего распадется

$$N(\tau, t - \tau) = \int_{\tau}^t N'(u) du$$

ядер РАО, и выделенная интегральная активность будет равна

$$C(\tau, t - \tau) = N_0 e^{-\lambda_0 \tau} [1 - e^{-\lambda_0 (t - \tau)}]. \quad (11)$$

Подстановка (9) и (11) в (4) приводит следующему выражению для среднего значения интегральной активности, выделенной в окружающую среду при разгерметизации хранилища к моменту времени t

$$R(t) = N_0 \left\{ \frac{v}{\lambda_0 + v} - e^{-\lambda_0 t} \left(1 - \frac{\lambda_0}{\lambda_0 + v} e^{-vt} \right) \right\}, \quad (12)$$

отсюда

$$R(\infty) = \frac{v}{\lambda_0 + v} N_0.$$

При $\lambda_0 \gg v$

$$R(t) \approx N_0 \left\{ \frac{v}{\lambda_0} - e^{-\lambda_0 t} (1 - e^{-vt}) \right\},$$

и соответственно

$$R(\infty) \approx \frac{v}{\lambda_0} N_0.$$

Следовательно, для короткоживущих РАО средняя интегральная активность, которая может выделиться из-за разрушения хранилища за все время наблюдения за ним, очень мала и определяется количеством РАО N_0 , загруженным в начале, и отношением $a = v/\lambda_0$ «постоянной распада» хранилища v к постоянной распада хранящегося изотопа λ_0 . Физически это объясняется тем, что короткоживущий изотоп распадается очень быстро, и его мало остается в хранилище до разрушения, а после разрушения хранилища он быстро исчезает в окружающей среде.

Если $v \gg \lambda_0$, то

$$R(t) \approx N_0 \left\{ 1 - e^{-\lambda_0 t} \left(1 - \frac{\lambda_0}{v} e^{-vt} \right) \right\},$$

и

$$R(\infty) \approx N_0.$$

Таким образом, для долгоживущих РАО средняя интегральная активность, которая может выделиться при разрушении хранилища в любой момент времени, определяется только количеством РАО, т.к. после разрушения хранилища практически все количество изотопа выходит в окружающую среду.

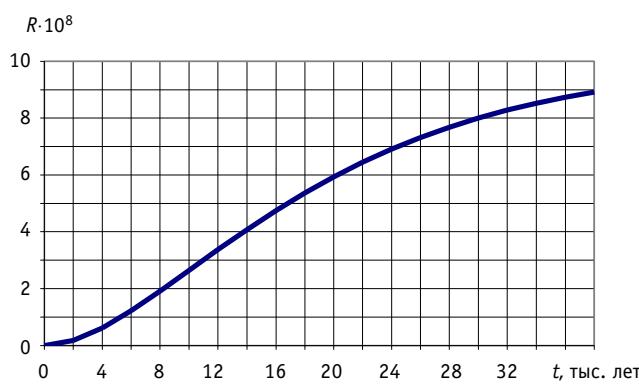


Рис.1. Зависимость риска от времени при $v = 10^{-7}$ и $a = 10^{-5}$

На рис. 1 приведены результаты оценок риска от разгерметизации хранилища РАО по формуле (12), приходящегося на одно хранящееся радиоактивное ядро ($N_0 = 1$), при $v = 10^{-7}$ 1/год (как это рекомендовано нормативным документом [9]), и при $a = v/\lambda_0 = 10^{-5}$. Видно, что при малых значениях a (хранится, сравнительно, коротко-живущий изотоп с $\lambda_0 = 10^{-2}$ 1/год) кривая $R(t)$ достаточно быстро выходит на асимптотику. Если период полураспада изотопа равен периоду «полураспада» хранилища РАО или больше его, например, в 10 раз, то насыщение кривой $R(t)$ может не наступить даже за миллионы лет. Следует заметить, что данные на рис. 1 иллюстрируют ситуацию с хранением РАО, содержащих такие изотопы, как, например, U^{232} (период полураспада примерно 70 лет), или Cs^{137} (период полураспада примерно 33 года), т.е. РАО, наиболее токсичные для человека. Распадаясь, эти изотопы превращаются в практически стабильные изотопы с периодами полураспада в миллионы лет.

Понятно, что риски оценивать и прогнозировать имеет смысл только для разумных времен. Автор полагает, что «разумные времена» это примерно 50–100 лет, т.к. на более далекие перспективы, как правило, люди стараются ничего не прогнозировать. И если такие прогнозы появляются, то к ним обычно относятся как к некоторым фантазиям. Оценки рисков по формуле (12) при $v = 10^{-7}$ 1/год и различных значениях a , для времен 50 и 100 лет приведены в табл. 1.

Таблица 1

v (1/год)	10^{-7}		
a	0.00001	1.	10.
T (лет)	50		
R	$9 \cdot 10^{-9}$	$1.25 \cdot 10^{-18}$	$1.25 \cdot 10^{-20}$
T (лет)	100		
R	$2.6 \cdot 10^{-8}$	$5 \cdot 10^{-18}$	$5 \cdot 10^{-20}$

Из данных табл. 1 можно сделать следующий вывод: если при организации хранения РАО ориентироваться на ближайшую перспективу (заботиться пока только о ближайших двух поколениях потомков), то основная забота должна быть о хранении РАО с периодами полураспада в десятки – сотни лет. Долгоживущие изотопы (при достаточной надежности хранилища) в ближайшее время дадут риск, в миллионы – миллиарды раз меньший. Расчеты показывают, что изотоп с $a=1$ даст риск, сравнимый с риском от изотопа с $a=0.00001$ только через примерно 2 млн. лет, а изотоп с $a=10$ более чем через 10 млн. лет.

Таким образом, введенное обобщенное понятие риска дает новые возможности при оценках безопасности объектов ядерных технологий, и не только их. Автор вполне осознает, что полученные здесь на основании простых моделей выводы относительно рисков от технологий и хранения РАО могут кому-нибудь показаться или банальными, или спорными. Представляется, что если материал статьи послужит поводом для открытия дискуссии между специалистами на эту тему, то одна из целей ее написания будет достигнута.

Автор благодарит профессора Ю.А. Казанского за доброжелательную критику и полезные обсуждения результатов работы.

Литература

1. Швыряев Ю.В. и др. Вероятностный анализ безопасности атомных станций. Методика выполнения// Ядерное общество. – Москва, 1992.
2. Новиков В.М., Слесарев И.С., Алексеев П.Н. и др. Ядерные реакторы повышенной безопасности (анализ концептуальных разработок). – М.: Энергоатомиздат, 1993.
3. Волков Ю.В. Надежность и безопасность ЯЭУ: Учебн. пособие по курсу «Надежность и безопасность ЯЭУ». – Обнинск: ИАТЭ, 1997.
4. Гордон Б.Г. Об использовании понятия риска в различных отраслях промышленности// Вестник Госатомнадзора России. – 2003. – № 1.
5. Ковалевич О.М. К вопросу об определении «степени риска»// Вестник Госатомнадзора России. – 2004. – № 1.
6. Казанский Ю.А., Дудкин А.Н., Клинов Д.А. Трансмутация: мода или необходимость? //Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1993. – № 1.
7. Казанский Ю.А., Клинов Д.А. Эффективность трансмутации осколков деления//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – № 4.
8. Кокс Д., Смит В. Теория восстановления. – М.: Советское радио, 1967.
9. Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ОЯТЦ), НП-016-2000, Госатомнадзор РФ. – М., 2000.

Поступила в редакцию 25.07.2005

ОБОБЩЕНИЕ МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ НАДЕЖНОСТИ АТК «ОБЪЕКТ ЗАЩИТЫ – СИСТЕМА БЕЗОПАСНОСТИ»

А.И. Перегуда, Р.Е. Твердохлебов

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



Для повышения надежности систем безопасности часто используют различные критерии управления. Однако к настоящему времени при анализе надежности системы безопасности реактора, да и реакторной установки в целом, эта особенность не учитывается из-за отсутствия соответствующих математических моделей надежности. Учет таких взаимосвязей дает более точные показатели надежности, чем в случае предположения независимости каналов защиты по разным параметрам, что показано в данной работе.

ВВЕДЕНИЕ

Обеспечение высокого уровня надежности систем, а, следовательно, и безопасности АЭС, невозможно без их оценки. К настоящему времени разработаны математические модели надежности, которые позволяют оценивать эти показатели, но они не полностью отражают процессы функционирования каналов защиты систем безопасности (СБ).

Общеизвестно, что контроль активной зоны реактора осуществляется по различным каналам, в том числе по каналам защиты нейтронного потока и превышению температуры теплоносителя. Однако в существующих математических моделях не учитывается их взаимосвязь: вследствие возрастания нейтронного потока в активной зоне через некоторое время начинает расти температура теплоносителя и, наоборот, при росте температуры в реакторе сразу же начинает возрастать нейтронный поток. Очевидно, что в случае отказа канала защиты по мощности, через некоторое время формируется защитное воздействие канала защиты по температуре. Еще одним примером взаимосвязанных параметров могут служить температура и расход теплоносителя [1].

Учет этих взаимосвязей, несомненно, даст более точные показатели надежности, чем в случае предположения независимости каналов защиты по разным параметрам, что мы постараемся показать данной работой.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

В данной работе рассматривается автоматизированный технологический комплекс, состоящий из объекта защиты (ОЗ) и системы безопасности (СБ), которая осуществ-

ляет контроль ОЗ по двум каналам: по мощности (K_N) и по температуре теплоносителя (K_T). В дальнейшем такой комплекс будем обозначать АТК «ОЗ – 2СБ».

В данной модели рассматриваем только те отказы ОЗ, которые произошли вследствие превышения максимально допустимого значения нейтронной мощности.

С точки зрения последствий, отказы каналов защиты, в отличие от отказов объекта защиты, можно разделить на два класса: скрытые и ложные. Скрытый – отказ, при котором СБ не парирует отказ ОЗ; ложный – СБ самопроизвольно вырабатывает защитные функции при нормальной работе ОЗ и приводит к останову комплекса. Поскольку мы рассматриваем только отказы по мощности, будем считать, что у канала по температуре нет ложных отказов.

Оба канала защиты, находясь в рабочем состоянии, контролируют объект защиты. В случае повышения нейтронного потока в ОЗ сразу же срабатывает канал по мощности, и СБ без задержки начинает выполнять действия, ведущие к останову комплекса. Нарастание нейтронного потока приводит к повышению температуры в ОЗ, однако температура достигает аварийной уставки только через некоторое время. Поэтому если канал по мощности перейдет в состояние скрытого отказа и не отреагирует на изменение состояния ОЗ, канал по температуре отреагирует на отказ ОЗ с некоторой задержкой. В аварийное состояние, в котором дальнейшее развитие ситуации неконтролируемо и может привести к необратимым последствиям, комплекс переходит в случае нахождения обоих каналов защиты в состоянии скрытого отказа к моменту отказа объекта защиты.

Рассматриваемый комплекс работает в нормальных (не граничных) условиях, поэтому допускается независимость отдельных отказов. В предлагаемой модели подсистемы невосстанавливаемые. Основными показателями надежности АТК «ОЗ – 2СБ» будем считать вероятности того, что комплекс перешел в состояние аварии или останова на интервале времени $[0, t]$. Задачей в данной работе является разработка математической модели надежности АТК «ОЗ – 2СБ», учитывающей последствия отказов подсистем и получение соответствующих показателей надежности.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ

Рассмотрим процесс функционирования такого комплекса. В случайные моменты времени происходят отказы подсистем. Графическая модель функционирования комплекса, отражающая его эволюцию, приведена на рис. 1. На диаграмме, представленной в виде графа переходов, узлы обозначают состояния комплекса. Сплошными линиями обозначены переходы элементов, составляющих комплекс, из одного состояния в другое, пунктирными – развитие ситуаций их отказов.

Состояния в графе означают: 1 – нормальная работа ОЗ; 2 – отказ ОЗ; 3 – нормальная работа K_N ; 4 – скрытый отказ K_N ; 5 – ложный отказ K_N ; 6 – нормальная работа K_T ; 7 – скрытый отказ K_T ; 8 – состояние аварии АТК; 9 – состояние останова АТК.

В случае ложного отказа канала защиты по мощности, СБ переводит комплекс в состояние останова. Если канал защиты по мощности находится в рабочем состоянии, то при отказе ОЗ система безопасности мгновенно переводит комплекс в состояние останова. Если нормально работает только канал защиты по

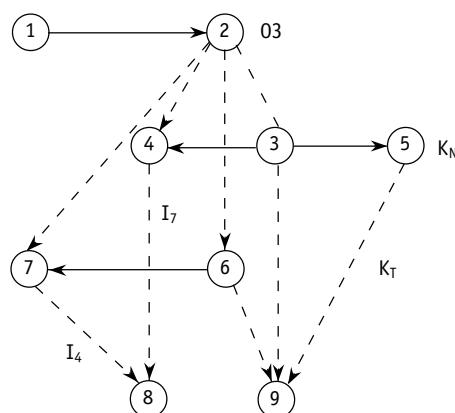


Рис. 1. Графическая модель функционирования АТК «ОЗ–2СБ»

температурае, то СБ среагирует на отказ объекта защиты только через некоторое время и также переведет комплекс в состояние останова. Если же к моменту отказа ОЗ оба канала защиты будут в состоянии скрытого отказа, комплекс перейдет в состояние аварии.

Таким образом, переход АТК «ОЗ – 2СБ» в состояние аварии (8) или останова (9) наступает только тогда, когда реализуется определенная последовательность отказов ее подсистем. Так, в состоянии (8) АТК «ОЗ – 2СБ» окажется, если будут реализованы независимые цепочки состояний $(1, 2, 4|_7, 8)$ и $(1, 2, 7|_4, 8)$, а в состоянии (9) – $(1, 2, 3, 9), (1, 2, 6, 9)$ и $(5, 9)$, причем эти цепочки состояний являются монотонными. Под обозначением $7|_4$ понимается переход K_T в состояние 7 при условии, что K_N уже находится в состоянии 4. Указанное представление комплекса как последовательностной системы позволяет классифицировать ее отказы по последствиям отказов ее подсистем, что отражает диаграмма состояний и переходов (см. рис. 1). В дальнейшем будем рассматривать только конечные состояния АТК «ОЗ – 2СБ» с точки зрения последствий отказов.

Рассмотрим поведение системы на интервале $[0, t]$. Вычислим вероятность того, что комплекс перешел в одно из конечных состояний 8 или 9. Введем необходимые обозначения. Пусть α – время, через которое начнется повышение температуры теплоносителя вследствие возрастания нейтронного потока. Обозначим через γ случайную наработку до отказа ОЗ, имеющую распределение $F_\gamma(t) = P(\gamma \leq t)$, через ξ_1 – случайную наработку до ложного отказа K_N соответственно, функцией распределения которой будет $F_{\xi_1}(t) = P(\xi_1 \leq t)$. Функции распределения случайных наработок до скрытого отказа систем безопасности η_1 и η_2 обозначим через $F_{\eta_1}(t) = P(\eta_1 \leq t)$ и $F_{\eta_2}(t) = P(\eta_2 \leq t)$ соответственно.

ВЕРОЯТНОСТЬ ОСТАНОВА

Останов АТК «ОЗ – 2СБ» на интервале $[0, t]$ может произойти вследствие

- реакции канала защиты по мощности либо канала защиты по температуре на отказ ОЗ или ложного отказа канала защиты по мощности при условии, что отказ ОЗ произойдет раньше, чем скрытый отказ любого канала защиты;
- реакции канала защиты по мощности на отказ ОЗ или ложного отказа канала защиты по мощности при условии, что отказ ОЗ произойдет раньше, чем скрытый отказ канала защиты по мощности, но позднее, чем скрытый отказ канала защиты по температуре;
- реакции канала защиты по температуре на отказ ОЗ или ложного отказа канала защиты по мощности при условии, что отказ ОЗ произойдет раньше, чем скрытый отказ канала защиты по температуре, но позднее, чем скрытый отказ канала защиты по мощности;
- ложного отказа канала защиты по мощности при условии, что отказ ОЗ произойдет позднее, чем скрытый отказ любого канала защиты.

Таким образом, вероятность того, что будут реализованы цепочки отказов, ведущих к останову АТК «ОЗ – 2СБ» на интервале $[0, t]$, равна

$$P_o(t) = MP(I_{\eta_1 > \gamma} I_{\eta_2 > \gamma+\alpha} \gamma \wedge \xi_1 \wedge (\gamma + \alpha) + I_{\eta_1 > \gamma} I_{\eta_2 \leq \gamma+\alpha} \gamma \wedge \xi_1 + I_{\eta_1 \leq \gamma} I_{\eta_2 > \gamma+\alpha} \xi_1 \wedge (\gamma + \alpha) + I_{\eta_1 \leq \gamma} I_{\eta_2 \leq \gamma+\alpha} \xi_1 < t),$$

где $I_{\eta_i \leq \gamma}$ – функция-индикатор, причем $I_{\eta_1 \leq \gamma} = 1$, если $\eta_1 \leq \gamma$, и $I_{\eta_1 \leq \gamma} = 0$, если $\eta_1 > \gamma$, а $\gamma \wedge \xi_1 = \min(\gamma, \xi_1)$ [2].

Используя свойства индикаторов и математических ожиданий, а также в силу пред-

положения о независимости отказов, получим

$$P_o(t) = 1 - \bar{F}_{\xi_1}(t) \left(\int_t^{\infty} \bar{F}_{\eta_1}(y) dF_{\gamma}(y) + S(t-\alpha) \left(\int_{t-\alpha}^{\infty} F_{\eta_1}(y) \bar{F}_{\eta_2}(y+\alpha) dF_{\gamma}(y) + \int_0^{\infty} F_{\eta_1}(y) F_{\eta_2}(y+\alpha) dF_{\gamma}(y) \right) \right), \quad (1)$$

где $S(t-\alpha)$ – ступенчатая единичная функция, $S(t-\alpha) = 1$, если $t-\alpha \geq 0$, и $S(t-\alpha) = 0$, если $t-\alpha < 0$.

Теперь найдем зависимость интенсивности остановов комплекса от времени и среднее время работы до останова. Обозначим интенсивность останова АТК «03 – 2СБ» за $\sigma_o(t)$. Тогда по определению

$$\sigma_o(t) = \frac{dP_o(t)/dt}{1 - P_o(t)}. \quad (2)$$

Среднее время работы до останова T_o найдем следующим образом:

$$T_o = \int_0^{\infty} \bar{P}_o(t) dt, \quad (3)$$

если $P_o(t)$ удовлетворяет условиям нормирования, т.е. $P_o(0) = 0$ и $P_o(\infty) = 1$.

ВЕРОЯТНОСТЬ АВАРИИ

Авария АТК «03 – 2СБ» на интервале $[0, t]$ произойдет через время γ , если скрытый отказ канала защиты по мощности случится после скрытого отказа канала защиты по температуре, но до отказа 03, и через время $\gamma + \alpha$, если скрытый отказ канала защиты по температуре совершился после того, как канал защиты по мощности перейдет в состояние скрытого отказа, однако до отказа 03.

Отсюда вероятность того, что будут реализованы цепочки отказов, ведущих к останову АТК «03 – 2СБ», на интервале $[0, t]$, равна

$$P_A(t) = MP((\eta_1 \vee \eta_2) \wedge t < \gamma I_{\eta_1 > \eta_2} + (\gamma + \alpha) I_{\eta_1 \leq \eta_2} < t),$$

где $\eta_1 \vee \eta_2 = \max(\eta_1, \eta_2)$.

Проведя ряд аналитических преобразований, получим

$$P_A(t) = F_{\gamma}(t) \int_0^t F_{\eta_2}(y) dF_{\eta_1}(y) - \int_0^t F_{\gamma}(y) F_{\eta_2}(y) dF_{\eta_1}(y) + S(t-\alpha) \left(F_{\gamma}(t-\alpha) \int_{\alpha}^t F_{\eta_1}(y) dF_{\eta_2}(y) - \int_{\alpha}^t F_{\gamma}(y-\alpha) F_{\eta_1}(y) dF_{\eta_2}(y) \right). \quad (4)$$

Обозначим интенсивность аварий АТК «03 – 2СБ» за $\sigma_A(t)$. Тогда:

$$\sigma_A(t) = \frac{dP_A(t)/dt}{1 - P_A(t)}. \quad (5)$$

Найдем среднее время работы до аварии T_A

$$T_A = \int_0^{\infty} \bar{P}_A(t) dt, \quad (6)$$

если $P_A(t)$ удовлетворяет условиям нормирования.

ЧИСЛЕННЫЙ ПРИМЕР

В качестве примера применения данной модели рассмотрим АТК «03 – 2СБ» с экспоненциальными распределениями наработок на отказ подсистем. Пусть $F_\gamma(t) = 1 - e^{-tv}$ – функция распределения наработок на отказ 03 с интенсивностью v , $F_{\xi_1}(t) = 1 - e^{-\lambda_1 t}$ – функция распределения наработок до ложных отказов канала защиты по мощности с интенсивностью λ_1 , $F_{\eta_1}(t) = 1 - e^{-\mu_1 t}$ – функция распределения наработок до скрытых отказов канала защиты по мощности с интенсивностью μ_1 , а $F_{\eta_2}(t) = 1 - e^{-\mu_2 t}$ – функция распределения наработок до скрытых отказов канала защиты по температуре с интенсивностью μ_2 . Пусть параметры комплекса будут следующими, если не оговорено особо: $\alpha = 0.1$ ч, $v = 10^{-5}$ ч⁻¹, $\lambda_1 = 10^{-5}$ ч⁻¹, $\mu_1 = 10^{-5}$ ч⁻¹, $\mu_2 = 10^{-5}$ ч⁻¹.

Для получения вероятности останова подставим функции распределения в (1):

$$P_o(t) = 1 - e^{-t\lambda_1} \left(1 - \frac{v}{v + \mu_1} (1 - e^{-t(v + \mu_1)}) + vS(t - \alpha)e^{-\alpha\mu_2} \times \right. \\ \left. \times \left(\frac{1 - e^{-(v + \mu_1 + \mu_2)(t - \alpha)}}{v + \mu_1 + \mu_2} - \frac{1 - e^{-(v + \mu_2)(t - \alpha)}}{v + \mu_2} \right) \right). \quad (7)$$

С помощью данной зависимости, задавая максимально допустимую вероятность останова, можно находить время эксплуатации системы, по истечении которого рекомендуется провести профилактический осмотр для предотвращения останова.

Подставив (7) в (2), получим интенсивность остановов комплекса:

$$\sigma_o(t) = \lambda_1 + \frac{e^{-tv} (e^{-t\mu_1} + S(t - \alpha)e^{\alpha v} e^{-t\mu_2} (1 - e^{-\mu_1(t - \alpha)}))}{\frac{1}{v} - \frac{1}{v + \mu_1} (1 - e^{-t(v + \mu_1)}) + S(t - \alpha)e^{-\alpha\mu_2} \left(\frac{1 - e^{-(v + \mu_1 + \mu_2)(t - \alpha)}}{v + \mu_1 + \mu_2} - \frac{1 - e^{-(v + \mu_2)(t - \alpha)}}{v + \mu_2} \right)}.$$

Интенсивность остановов АТК «03 – 2СБ» монотонно убывает, стремясь к стационарному значению, которое при $t \rightarrow \infty$ равно λ_1 , т.е. интенсивности ложного отказа канала защиты по мощности.

Используя граничные значения времени в выражение для вероятности останова, получим, что $P_o(0) = 0$ и $P_o(\infty) = 1$, это означает, что вероятность останова удовлетворяет условиям нормировки, поэтому, подставив (7) в (3), получим выражение для среднего времени до останова комплекса при $\lambda_1 \neq 0$

$$T_o = \frac{1}{\lambda_1} \left(\frac{\mu_1 + \lambda_1}{v + \mu_1 + \lambda_1} - \frac{v\mu_1 e^{-\alpha(\mu_2 + \lambda_1)}}{(\lambda_1 + v + \mu_2)(v + \mu_1 + \mu_2 + \lambda_1)} \right).$$

Если $\lambda_1 = 0$, то необходимо отнормировать $P_o(t)$ заново с учетом этого условия.

Зависимость среднего времени до останова АТК от скрытых отказов K_T совпадает с зависимостью среднего времени до останова АТК от скрытых отказов K_N в силу того, что в рассматриваемом примере интенсивности этих отказов совпадают.

Видно, что при больших значениях интенсивности отказов 03 и ложных отказов каналов защиты по мощности в активной зоне среднее время до останова очень мало и $T_o \rightarrow 0$ при $v \rightarrow \infty$ или $\lambda_1 \rightarrow \infty$. При возрастании интенсивности скрытых отказов каналов защиты τ_1 наблюдается обратная ситуация – среднее время до останова увеличивается, однако это происходит за счет уменьшения среднего времени до аварии (см. ниже), т.е. среднее время работы все равно будет уменьшаться. Среднее время

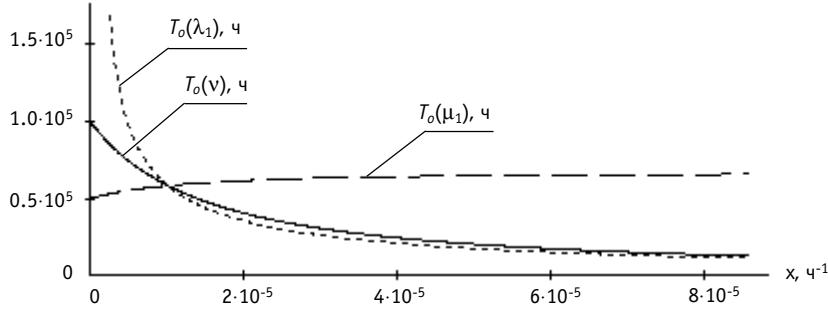


Рис. 2. Зависимость среднего времени до останова ATK «03 – 2СБ» от параметров

до останова удобно применять при оценке надежности систем, функционирование которых допускает перерывы в работе.

Для вычисления вероятности аварии ATK «03 – 2СБ» подставим функции распределения наработок до отказа в (4) и получим

$$P_A(t) = e^{-tv} \left(\frac{\mu_1}{\mu_1 + \mu_2} (1 - e^{-t(\mu_1 + \mu_2)}) - (1 - e^{-t\mu_1}) \right) + \frac{\mu_1}{\mu_1 + v} (1 - e^{-t(\mu_1 + v)}) + \frac{\mu_1}{\mu_1 + \mu_2 + v} \times \\ \times (1 - e^{-t(\mu_1 + \mu_2 + v)}) + S(t - \alpha) e^{-\alpha\mu_2} \left(e^{-v(t-\alpha)} \left(\frac{\mu_2 e^{-\alpha\mu_1}}{\mu_1 + \mu_2} (1 - e^{-(\mu_1 + \mu_2)(t-\alpha)}) - (1 - e^{-\mu_2(t-\alpha)}) \right) + (8) \right. \\ \left. + \frac{\mu_2 e^{-\alpha v}}{\mu_2 + v} (1 - e^{-(\mu_2 + v)(t-\alpha)}) + \frac{\mu_2 e^{-\alpha(\mu_1 + v)}}{\mu_1 + \mu_2 + v} (1 - e^{-(\mu_1 + \mu_2 + v)(t-\alpha)}) \right).$$

Подставив (8) в (5), получим интенсивность аварий рассматриваемого комплекса:

$$\sigma_A(t) = \frac{e^{-tv}}{1 - P_A(t)} \left(v \left((1 - e^{-t\mu_1}) - \frac{\mu_1}{\mu_1 + \mu_2} (1 - e^{-t(\mu_1 + \mu_2)}) \right) + S(t - \alpha) e^{-\alpha\mu_2} (v e^{\alpha v} \times \right. \\ \left. \times \left((1 - e^{-\mu_2(t-\alpha)}) - \frac{\mu_2 e^{-\alpha\mu_1}}{\mu_1 + \mu_2} (1 - e^{-(\mu_1 + \mu_2)(t-\alpha)}) \right) + \mu_2 e^{-\mu_2(t-\alpha)} (1 - e^{v\alpha}) (1 - e^{\mu_1 t}) \right).$$

Для нахождения среднего времени работы ATK до аварии T_A проверим, удовлетворяет ли $P_A(t)$ условиям нормировки

$$P_A(0) = 0 \text{ и } P_A(\infty) = \frac{\mu_2 (\mu_1 (\mu_2 + v) + (\mu_1 + v) e^{-\alpha(v+\mu_2)} (\mu_1 + \mu_2 + v - (\mu_2 + v) e^{-\alpha\mu_1}))}{(\mu_1 + v)(\mu_2 + v)(\mu_1 + \mu_2 + v)},$$

значит, вероятность аварии несобственная и ее нужно перенормировать.

Из условия нормирования ($P_{AH}(0) = 0$, $P_{AH}(\infty) = 1$) получаем выражение для коэффициента нормирования

$$c = \frac{1}{P_A(\infty) - P_A(0)} = \frac{(\mu_1 + v)(\mu_2 + v)(\mu_1 + \mu_2 + v)}{\mu_2 (\mu_1 (\mu_2 + v) + (\mu_1 + v) e^{-\alpha(v+\mu_2)} (\mu_1 + \mu_2 + v - (\mu_2 + v) e^{-\alpha\mu_1}))},$$

тогда

$$P_{AH}(t) = c P_A(t). \quad (9)$$

Подставив (9) в (6), получим выражение для среднего времени до аварии комплекса T_A при $\mu_1 + \mu_2 \neq 0$

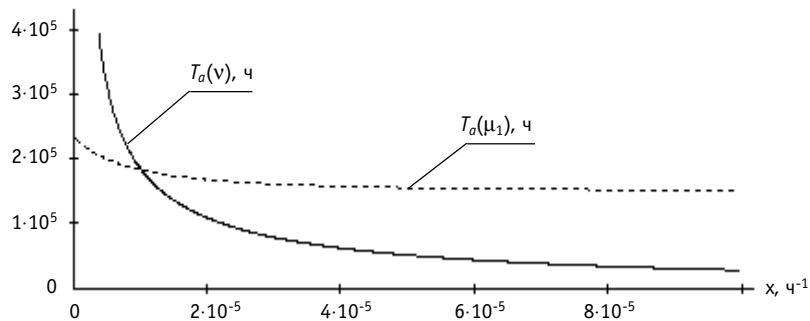


Рис. 3. Зависимость среднего времени до аварии АТК «03 – 2СБ» от параметров

$$T_A = c \left(\frac{\mu_2}{v(\mu_1 + \mu_2)} - \frac{v}{(\mu_1 + v)^2} + \frac{v\mu_1}{(\mu_1 + \mu_2)(\mu_1 + \mu_2 + v)^2} + e^{-\alpha\mu_2} \left(\frac{\mu_1 + \mu_2 (1 - e^{-\alpha\mu_1})}{v(\mu_1 + \mu_2)} + \frac{\mu_2 e^{-\alpha\mu_1}}{\mu_1 + \mu_2 + v} \left(\frac{1}{\mu_1 + \mu_2} - \frac{e^{-\alpha v}}{\mu_1 + \mu_2 + v} \right) - \frac{v + \mu_2 (1 - e^{-\alpha v})}{(\mu_2 + v)^2} \right) \right).$$

На рис. 3 приведены зависимости T_A от параметров. Зависимость среднего времени до аварии комплекса от интенсивности наработок до скрытого отказа канала защиты по температуре $T_A(\mu_2)$ аналогична зависимости $T_A(\mu_1)$. Видно, что $T_A(v) \rightarrow \infty$ при $v \rightarrow 0$ (если никогда не произойдет отказа ОЗ, то АТК никогда не перейдет в аварийное состояние).

Рассмотрим зависимости показателей надежности комплекса от интенсивностей отказов отдельных подсистем при фиксированном времени $t = 1 \cdot 10^5$ ч, если не оговорено особо.

Сначала проанализируем зависимости вероятностей того, что по прошествии фиксированного времени произойдет останов (рис. 4) или авария (рис. 5) АТК «03 – 2СБ» от интенсивностей отказов отдельных подсистем.

На основе анализа полученных результатов можно делать выводы о целесообразности модернизации той или иной подсистемы с целью повышения надежности комплекса в целом. Точка пересечения кривых – это такое значение переменного параметра, при котором вероятность останова или аварии АТК одинакова при разных наборах наработок на отказ подсистем. Поскольку повышение надежности системы ведет к уменьшению вероятности отказа, то (рис. 4, 5) в данном случае, прежде все-

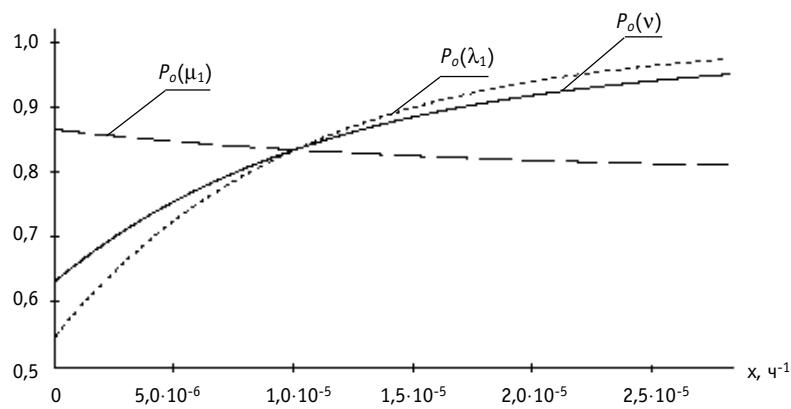


Рис. 4. Зависимости вероятности останова АТК от соответствующих параметров

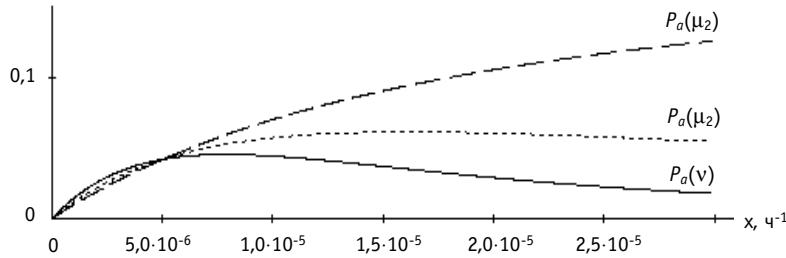


Рис. 5. Зависимости вероятности аварии АТК от соответствующих параметров

го, нужно модернизировать канал защиты по температуре, что незначительно увеличит вероятность останова АТК, но уменьшит вероятность его аварии, потом ОЗ, уменьшая интенсивность его отказов, что приведет к одновременному снижению вероятности перехода комплекса в состояния аварии и останова, и только потом – канал защиты по нейтронному потоку.

Рассмотрим зависимость показателей надежности комплекса от параметра α . При $\alpha = 0$ функциональные различия между системами безопасности пропадают и ОЗ будет контролироваться двумя системами безопасности, работающими параллельно. При $\alpha \ll t$ зависимость показателей надежности от α пренебрежимо мала, что позволяет говорить об отсутствии влияния этого параметра на надежность комплекса в случае невосстанавливаемых систем. Видно, что зависимости $P_o(t)$, $\sigma_o(t)$, T_o , $P_A(t)$, $\sigma_A(t)$ и T_A практически симметричны относительно параметров μ_1 и μ_2 . Полная симметрия достигается при $\alpha = 0$.

Обычно при изучении показателей надежности АЭС полагают, что каналы действуют независимо, проверим, насколько это обоснованно. Для этого предположим, что $\mu_2 = \infty$, т.е. канал защиты по температуре отказывает сразу же в момент начала наблюдения за комплексом. В этом случае за отказами по причине недопустимого изменения нейтронного потока следует только канал защиты по мощности.

Получим следующие выражения для вероятности останова, интенсивности остановов и среднего времени до останова комплекса:

$$P_{o1}(t) = 1 - e^{-t\lambda_1} \left(1 - \frac{v}{v + \mu_1} (1 - e^{-t(v + \mu_1)}) \right)$$

$$\sigma_{o1}(t) = \lambda_1 + \frac{e^{-t(v + \mu_1)}}{\frac{1}{v} - \frac{1}{v + \mu_1} (1 - e^{-t(v + \mu_1)})},$$

$$T_{o1} = \frac{\mu_1 + \lambda_1}{\lambda_1 (v + \mu_1 + \lambda_1)}.$$

Если построить графики этих величин, можно увидеть, что они похожи на графики их аналогов для системы с двумя каналами защиты, полученные выше. Для оценки отклонения используем следующие функции:

$$\Delta P_o(t) = \frac{P_o(t) - P_{o1}(t)}{P_o(t)}, \quad \Delta \sigma_o(t) = \frac{\sigma_o(t) - \sigma_{o1}(t)}{\sigma_o(t)},$$

$$\Delta T_o = \frac{T_o - T_{o1}}{T_o}.$$

Ниже приведем графики некоторых из этих функций:

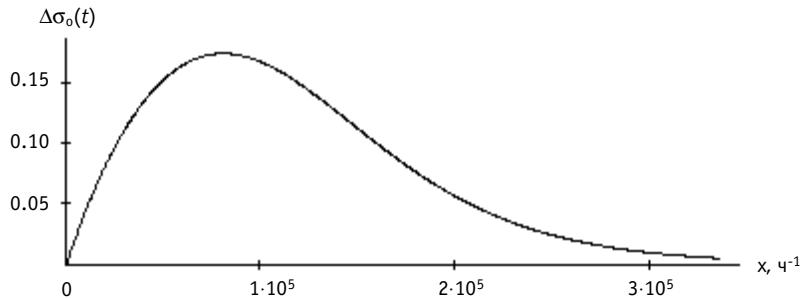


Рис. 6. Зависимости разности интенсивности остановов АТК от времени

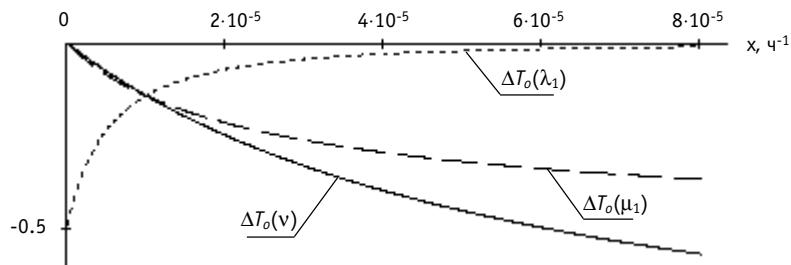


Рис. 7. Зависимости разности среднего времени до останова АТК от параметров

Аналогично получим выражения для вероятности аварии, интенсивности аварий и среднего времени до аварии комплекса:

$$P_{A1}(t) = (1 - e^{-tv}) - \frac{v}{v + \mu_1} (1 - e^{-t(\mu_1 + v)}),$$

$$\sigma_{A1}(t) = \frac{v(1 - e^{-t\mu_1})}{1 + \frac{v}{v + \mu_1} (e^{tv} - e^{-t\mu_1})}, \quad T_{A1} = \frac{2v + \mu_1}{v(\mu_1 + v)}.$$

Как и ранее, для оценки отклонения используем следующие функции:

$$\Delta P_A(t) = \frac{P_A(t) - P_{A1}(t)}{P_A(t)}, \quad \Delta\sigma_A(t) = \frac{\sigma_A(t) - \sigma_{A1}(t)}{\sigma_A(t)}, \quad \Delta T_A = \frac{T_A - T_{A1}}{T_A}.$$

Рассмотрим графики некоторых из этих функций:

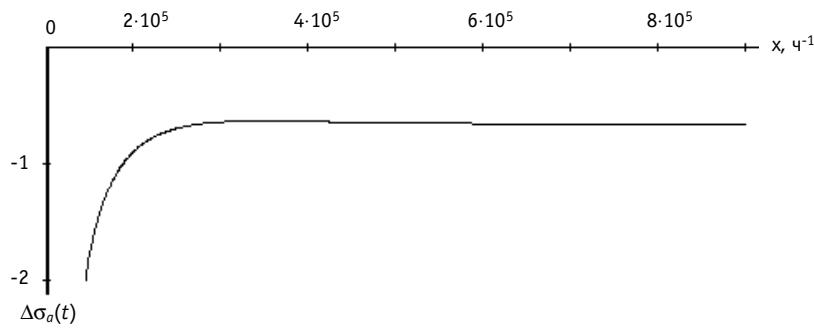


Рис. 8. Зависимости разности интенсивности аварий АТК от времени

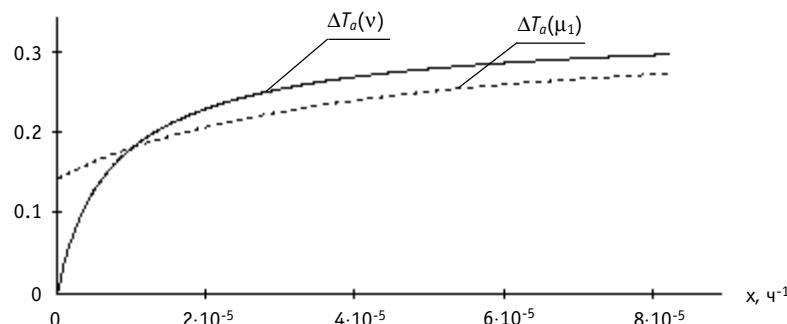


Рис. 9. Зависимости разности среднего времени до аварии АТК от параметров

Из рис. 8 и 9 видно, что разница между показателями надежности, учитывающими связь каналов защиты и не учитывающими эту связь, значительна. Поэтому эту связь обязательно следует принимать во внимание при расчете надежности АЭС.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Таким образом, предложенная математическая модель надежности позволила без каких-либо предположений о законах распределения случайных величин получить соотношения для вероятности того, что останов или авария АТК «03 – 2СБ» наступит на интервале времени $[0, t]$, что дает основание утверждать, что полученные результаты точны. В работе были приведены конкретные примеры, иллюстрирующие применимость данной модели. Вместо функций распределения и интенсивностей отказов, выраженных в аналитическом виде, можно использовать их оценки, являющиеся результатами обработки статистических данных, накопленных в процессе эксплуатации подобных систем.

Также в работе были рассмотрены разности показателей надежности математических моделей, в одной из которых предполагается независимость каналов защиты, а во второй – зависимость последних. Полученные результаты позволяют говорить о том, что современный подход к оценке надежности АЭС, предполагающий независимость каналов защиты, является некорректным, и эту взаимосвязь обязательно нужно учитывать.

Кроме того видно, что для невосстанавливаемых систем задержка реакции системы безопасности на отказ слабо влияет на надежность комплекса в целом.

Литература

1. Емельянов И. Я., Гаврилов П. А., Селиверстов Б. Н. Управление и безопасность ядерных энергетических реакторов. – М.: Атомиздат, 1975. – 280 с.
2. Севастьянов Б. А. Курс теории вероятности и математической статистики. – М.: Наука, 1982. – 256 с.
3. Henley E., Kumamoto H. Reliability Engineering and Risk Assessment. New York: Prentice-Hall, 1981.
4. Перегуда А. И. Вычисление показателей надежности комплекса объекта защиты – система управления и защиты //Атомная энергия. – 2001. – Т. 90. – Вып. 6. – С. 444-452.
5. Клейнрок Л. Теория массового обслуживания/Пер. с англ. И. И. Грушко; ред. В. И. Нейман. – М.: Машиностроение, 1979. – 432 с.

Поступила в редакцию 14.03.2006

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДА ДИНАМИЧЕСКОГО ПРОГРАММИРОВАНИЯ ДЛЯ ОПТИМИЗАЦИИ ТРАЕКТОРИИ ПЕРЕМЕЩЕНИЯ РАБОТНИКОВ В РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ЗОНАХ С ЦЕЛЬЮ МИНИМИЗАЦИИ ОБЛУЧЕНИЯ

А.Н. Сесекин*, О.Л. Ташлыков*, С.Е. Щеклеин*, М.Ю. Куклин,**

А.Г. Ченцов*, А.А. Кадников******

* ГОУ ВПО «Уральский государственный технический университет – УПИ»

** Уральский турбинный завод

*** Институт математики и механики УрО РАН

**** ПО «Атомэнергоремонт», г. Мытищи



Обоснована актуальность решения задачи оптимизации траектории перемещения работников в радиационно опасных зонах. Проведен математический анализ возможности использования и преимущества метода динамического программирования в решении данной задачи. Выполнены оценочные расчеты оптимальной траектории движения и сравнение сокращения облучаемости при различных вариантах входа и выхода в зону контролируемого доступа с исходным.

В последние годы интегральное плановое облучение персонала АЭС неуклонно снижается благодаря комплексу организационных мероприятий, в том числе направленных на улучшение радиационной обстановки и на уменьшение времени пребывания персонала в зоне действия ионизирующих излучений (рис.1). Однако для всех АЭС в мире характерно усложнение решения задачи поддержания облучения персонала на низком уровне в связи со старением оборудования и систем. Кроме того, в ближайшие годы предстоят значительные объемы работ по демонтажу радиоактивного оборудования при снятии АЭС с эксплуатации [1].

Достаточно высокие значения средней по энергоблокам коллективной дозы определяются в основном показателями облучаемости персонала АЭС с реакторами РБМК. Аналогичные показатели АЭС с ВВЭР существенно ниже и не уступают соответствующим показателям, достигнутым странами с развитой атомной энергетикой. И если на АЭС с ВВЭР при хорошей организации радиационной защиты персонала 80–90% коллективной дозы приходится на время ремонта энергоблоков, то на АЭС с РБМК это значение составляет примерно 50% [2]. В настоящее время не существует какого-либо одного мероприятия, способного существенно снизить облучаемость персо-

© А.Н. Сесекин, О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин, М.Ю. Куклин, А.Г. Ченцов,
А.А. Кадников, 2006

нала. Поэтому в последние годы пристальное внимание обращено на оптимизацию организации радиационно опасных работ.

Доза, получаемая при техническом обслуживании и ремонте, является суммой трех составляющих:

- дозы, полученной по пути к рабочей площадке и обратно, при перемещении между обслуживаемыми объектами;
- дозы, полученной при выполнении работ;
- дозы, полученной при подготовке к работе и завершении работ (уборка рабочего места, сдаче его и т.д.).

Среди рассмотренных выше составляющих дозы облучения, подлежащих оптимизации, несомненный интерес представляет оптимизация дозовых затрат, получаемых персоналом при перемещении от объекта к объекту, поскольку данный вопрос практически не рассматривался в отечественной и зарубежной практике.

Снижение «транзитных доз», полученных в пути на рабочее место и от рабочего места до выхода из зоны контролируемого доступа, представляет собой важную задачу в общем процессе оптимизации облучения ремонтного персонала. Для сокращения доз, получаемых при перемещении, на ряде зарубежных станций используются подробные карты, которые можно получить при входе в реакторное здание и на различные отметки внутри здания. Это помогает сократить время перемещения работников, которые могут «потеряться» и поэтому получить ненужную дозу во время поиска их рабочего места. В частности, этот случай относится к работе на арматуре малого диаметра, которую часто трудно найти. Эти карты могут быть включены в рабочие процедуры, выдаваемые работникам (например, на АЭС Paluel EDF [3] рабочая процедура содержит фотографии участка, где показано расположение клапана и указаны оцененные или измеренные значения мощности дозы).

Однако по имеющимся данным на предприятиях атомной энергетики и промышленности не используется оптимизация пути перемещения работников с целью сокращения доз, получаемых при перемещении.

Если при выполнении ремонтных работ выбор пути с минимальной дозой облучения во время перемещения не представляет сложности, т.к. количество обслуживаемых объектов ограничено одним-двумя, то при техническом обслуживании оборудования и систем минимизации облучения путем оптимизации перемещения в зоне контролируемого доступа требует использования специальных программ. Оптимизация траектории движения работников дает возможность минимизировать их облучение при перемещениях в рабочей зоне в помещении, на загрязненной территории.

Представленная задача аналогична известной в математике задаче коммивояжера [4], в которой торговец, начиная с некоторого города, хочет посетить каждый из ($n-1$) других городов один и только один раз. В каком порядке должен он посещать города, чтобы минимизировать суммарное пройденное расстояние (начальный и конечный города фиксированы)? Под «расстоянием» можно подразумевать время, издержки или другой измеритель (например, в данной работе – это доза облучения).

Задача сочетает простоту постановки и трудность решения вычислительного характера. В последние годы было предложено много методов решения задачи. Одни из них неэффективны, другие не гарантируют оптимального решения, некоторые требуют принятия интуитивных решений, а это затрудняет программирование для ЭВМ.

Среди методов такого типа наиболее эффективными (в вычислительном отношении) оказались основанные на идеях динамического программирования, поскольку гарантируют оптимальность, обеспечивают удобство программирования решения, а также являются универсальными, т.е. приспособлены для задач различного типа.

Замечание. Известно много обобщений задачи коммивояжера, связанных с ре-

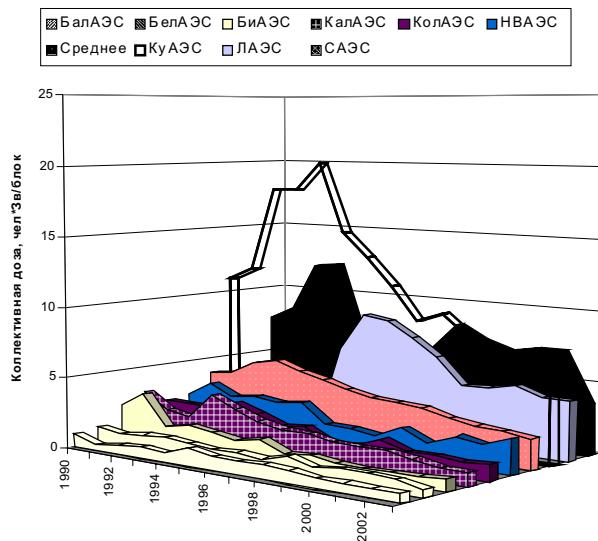


Рис.1. Коллективные дозы облучения, отнесенные на один блок АЭС России

шениями многочисленных практических задач (см. [4]–[6] и библиографию к ним). В частности, полезно отметить так называемую задачу коммивояжера «с выбором» [7]–[9], где рассмотрены вопросы о посещении кластеров в пространстве городов. В этом направлении можно отметить работу [10] и большую серию последующих публикаций [11]...[12], посвященных решению дискретно-непрерывной маршрутной задачи последовательного обхода множеств. Дальнейшим продвижением в решении таких задач, осложненных ограничениями в виде условий предшествования, является статья [13].

В Уральском государственном техническом университете – УПИ кафедрами «Прикладная математика» и «Атомная энергетика» разработана расчетная программа, позволяющая определять оптимальную траекторию перемещения работника в радиационных полях, при движении по которой его облучение будет минимальным.

Для решения задачи коммивояжера воспользуемся методом динамического программирования. Заметим, что данный метод может рассматриваться как метод качественного исследования задачи коммивояжера. Считаем, что у нас зафиксирован начальный объект (нулевой город) и конечный объект с номером N . Полагаем, что $N > 2$. Матрицу \mathbf{C} с элементами c_{ij} будем называть матрицей издержек. Здесь элемент c_{ij} , находящийся на пересечении i -й строки и j -го столбца характеризует издержки (полученную дозу облучения) на перемещение от i -го до j -го объекта.

Через \mathbf{P} обозначим множество всех перестановок чисел из $\overline{1, N-1}$. Элементы \mathbf{P} являются взаимно однозначными отображениями $\overline{1, N-1}$ на $\overline{1, N-1}$. Для обозначения элементов \mathbf{P} используем буквы $\alpha, \beta, \gamma \dots$; при этом для $\eta \in \mathbf{P}$ имеем

$$\eta : \overline{1, N-1} \rightarrow \overline{1, N-1}.$$

Каждой перестановке $\eta \in \mathbf{P}$ мы ставим в соответствие число

$$\pi(i) = c_{0,i(1)} + \sum_{j=1}^{N-2} c_{i(j),i(j+1)} + c_{i(N-1),N}, \quad (1)$$

которое равно дозе облучения, полученной при обходе объектов в последовательности i . Из (1) видно, что к перестановкам мы относимся, как к функциям. Поскольку \mathbf{P} – конечное множество, следовательно, задача

$$\pi(i) \rightarrow \min, i \in \mathbf{P} \quad (2)$$

непременно имеет решение. Введем в этой связи значение V

$$V = \min_{i \in \mathbf{P}} \pi(i) \quad (3)$$

задачи (2) и непустое множество

$$\mathbf{S} = \{\alpha \in \mathbf{P} \mid \pi(\alpha) = V\} \quad (4)$$

всех ее решений. Под решениями задачи (2) будем понимать нахождение V из (3) и какого-то элемента $\alpha \in \mathbf{S}$.

Данную задачу (2) мы включаем в множество (подобных) задач, которые будем именовать укороченными.

Через $\overline{Fin(1, N-1)}$ обозначим семейство всех непустых подмножеств множества $\overline{1, N-1}$ (разумеется, все множества $\mathbf{K} \in \overline{Fin(1, N-1)}$ конечны).

Если $\mathbf{K} \in \overline{Fin(1, N-1)}$, то через $|\mathbf{K}|$ обозначим количество элементов (мощность) множества \mathbf{K} , $|\mathbf{K}| \in \overline{1, N-1}$; элементы данного множества \mathbf{K} можно занумеровать без повторений числами из $\overline{1, |\mathbf{K}|}$. В этой связи, для всякого $\mathbf{K} \in \overline{Fin(1, N-1)}$ введем множество $(bi)[\mathbf{K}]$ всех биективных отображений [14].

$$B : \overline{1, \text{mod } K} \rightarrow K, \quad (5)$$

под которыми понимаем взаимно однозначные отображения из $\overline{1, |\mathbf{K}|}$ на \mathbf{K} , т.е. нумерации элементов \mathbf{K} без повторений. Заметим, что биекции (5) – аналоги перестановок из множества \mathbf{P} более того, $\mathbf{P} = (bi)[\overline{1, N-1}]$. В виде $(bi)[\mathbf{K}]$, $\mathbf{K} \in \overline{Fin(1, N-1)}$ мы всякий раз имеем непустое конечное множество. Условимся полагать, что $|\emptyset| = 0$ (\emptyset принято рассматривать как конечное). Полагаем, что $\mathbf{M} = \overline{Fin(1, N-1)} \cup \{\emptyset\}$ (семейство всех подмножеств $\overline{1, N-1}$). Пусть

$$\mathbf{M}_s = \left\{ \mathbf{K} \in \overline{Fin(1, N-1)} : s = |\mathbf{K}| \right\} \forall s \in \overline{1, N-1}. \quad (6)$$

Пары (m, \mathbf{K}) , где $m \in \overline{0, N-1}$ и $\mathbf{K} \in \overline{Fin(1, N-1)}$ называем позициями.

Множество всех таких позиций можно разделить на слои, соответствующие разбиению $(\mathbf{M}_s)_{s \in \overline{0, N-1}}$ семейства $\overline{Fin(1, N-1)}$ всех подмножеств $\overline{1, N-1}$. Именно полагаем

$$D_1 = \left\{ m : m \in \overline{1, N-1}, \right. \quad (7)$$

$$D_s = \left\{ (m, \mathbf{K}) \in \overline{1, N-1} \times \mathbf{M}_s : m \notin \mathbf{K} \right\} \forall s \in \overline{1, N-1}, \quad (8)$$

$$D_N = \left\{ (0, \overline{1, N-1}) \right\}. \quad (9)$$

Здесь в (7)–(9) используется следующее соглашение: если x – какой-либо объект (число, упорядоченная пара, множество и т.д.), то $\{x\}$ есть по определению однозначное множество, содержащее x .

Отметим одно простое свойство, связанное с (7)–(9): если $s \in \overline{1, N-1}$, $\mathbf{K} \in \mathbf{M}_s$ и $k \in \mathbf{K}$, то

$$(k, \mathbf{K} \setminus \{k\}) \in D_{s-1}. \quad (10)$$

Введем теперь нужные для последующего построения функции Беллмана «укороченные» задачи. Они будут состоять в наиболее экономном осуществлении последовательного обхода объектов из множеств $\mathbf{K}, \mathbf{K} \in \overline{1, N-1}$. Для наших целей существенны экстремумы таких задач. В этой связи полагаем, что на D_1 построена функция

$$V_1 : D_1 \rightarrow R,$$

которая задается равенством

$$V_1(m, N) = c_{m,N}. \quad (11)$$

Функции $V_s(m, K, N)$, где $s \in \overline{2, N}$, $(m, K) \in D_s$ строятся с помощью уравнения Беллмана

$$V_s(m, K, N) = \min_{k \in K} (c_{m,k} + V_{s-1}(k, K \setminus \{k\}, N)). \quad (12)$$

Обратимся теперь к построению маршрута при построенных слоях функции Беллмана $V_1, V_2, \dots, V_n, V_1, V_2, \dots, V_N$.

Далее, применяя стандартную логику метода динамического программирования, можем построить оптимальную пару «маршрут – трасса». Мы ограничимся описанием двух первых шагов построения упомянутой оптимальной пары. Итак, мы выбираем (см. (12)) $i_1 \in \overline{1, N-1}$, для которого

$$V_N(0, \overline{1, N-1}, N) = c_{0,i_1} + V_{N-1}(i_1, \overline{1, N-1} \setminus \{i_1\}, N). \quad (13)$$

Далее перемещаемся к объекту i_1 , для которого известно значение $V_{N-1}(i_1, \overline{1, N-1} \setminus \{i_1\}, N) \in [0, \infty[$. Воспользовавшись уравнением Беллмана (12), имеем

$$V_{N-1}(i_1, \overline{1, N-1} \setminus \{i_1\}, N) = \min_{k \in \overline{1, N-1} \setminus \{i_1\}} (c_{i_1, k} + V_{N-2}(k, \overline{1, N-1} \setminus \{i_1, k\}, N)).$$

Выбираем $i_2 \in \overline{1, N-1} \setminus \{i_1\}$, для которых

$$V_{N-1}(i_1, \overline{1, N-1} \setminus \{i_1\}, N) = c_{i_1, i_2} + V_{N-2}(i_2, \overline{1, N-1} \setminus \{i_1, i_2\}, N).$$

Дальнейшее построение очевидно.

Применение метода динамического программирования для оптимизации траектории движения работника. Объекты ТОиР, рассматриваемые в данной расчетной схеме, могут располагаться в различных помещениях (боксах) и на различных высотных отметках. Путь между объектами в расчетной схеме выражается в виде эффективной дозы облучения E_{a-b} , получаемой в процессе движения между обслуживающими объектами $a-b$:

$$E_{a-b} = \sum P_i \cdot k \cdot t_i,$$

где P_i – радиационный параметр i -й зоны (мощность дозы, мощность воздушной кермы и т.д.), k – коэффициент перехода от радиационного параметра P_i к эффективной дозе, t_i – время, за которое работник пересечет i -ю зону с радиационным параметром P_i

$$t_i = \frac{S_i}{v_i},$$

где S_i – ширина i -й зоны, м; v_i – скорость движения работника в i -й зоне, м/с.

Для оценки эффективности оптимизации пути перемещения персонала при техническом обслуживании были просчитаны несколько реальных вариантов движения работников в зоне контролируемого доступа. Для решения подобных задач специально разработано программное обеспечение на языке программирования DELPHI.

Рассмотрим один из примеров. Возможные пути перемещения персонала при техническом обслуживании приведены на рис. 2, а в табл. 1 – дозовые затраты (мкЗв) при перемещении на участках между отдельными объектами (значение « ∞ » в матрице означает отсутствие возможного прохода).

Оптимальные пути перемещения при заданных возможных вариантах входа и выхода работника в зону контролируемого доступа, найденные с использованием описанных выше методов расчета, представлены в табл. 2.

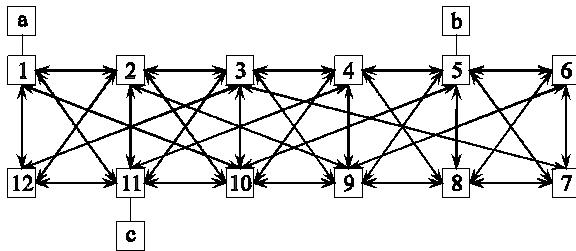


Рис. 2. Схема возможных путей перемещения между объектами ТОиР: 1...12 – объекты ТОиР; а, б, с – возможные точки входа и выхода

Таблица 1

Данные для расчета оптимального пути перемещения между объектами ТОиР

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
1	∞	8,2	∞	23	5,6	7,5						
2	8,2	∞	11	∞	∞	∞	∞	∞	22	13,2	9,8	11
3	∞	11	∞	23	∞	∞	17,5	∞	17,5	22	11,5	31
4	∞	∞	23	∞	7,8	∞	∞	21,5	11	13,2	24	∞
5	∞	∞	∞	7,8	∞	11	19	7,8	16,5	19,8	∞	∞
6	∞	∞	∞	∞	11	∞	19	20	27,5	∞	∞	∞
7	∞	∞	17,5	∞	19	19	∞	21	∞	∞	∞	∞
8	∞	∞	∞	21,5	7,8	20	21	∞	15	∞	∞	∞
9	∞	22	17,5	11	16,5	27,5	∞	15	∞	13	∞	∞
10	23	13,2	22	13,2	19,8	∞	∞	∞	13	∞	10	∞
11	5,6	9,8	11,5	24	∞	∞	∞	∞	∞	10	∞	22
12	7,5	11	31	∞	∞	∞	∞	∞	∞	22	∞	

На рис.3 приведены результаты сравнения доз, получаемых при перемещении по исходному варианту маршрута и найденным оптимальным маршрутам при заданных вариантах входа и выхода в зону контролируемого доступа.

Как следует из приведенных данных, оптимизация пути перемещения персонала позволяет сократить «транзитную» дозу облучения на 16–21% (рис. 3).

Достоверные данные по дозам, получаемым при перемещении между объектами технического обслуживания, в литературе отсутствуют. В ряде работ даются приближенные оценки, составляющие 2–5%. Исходя из этих оценок, при годовой коллективной дозе 4,42 чел·Зв/блок (среднее значение для энергоблока с РБМК-1000) можно

Таблица 2

Оптимальные пути перемещения

Вариант	Вход	Выход	Путь	Доза, мкЗв
1 (исходный)	а	а	1 → 2 → 3 → 4 → 5 → 6 → 7 → 8 → 9 → 10 → 11 → 12 → 1	168,5
2	б	б	5 → 8 → 9 → 4 → 10 → 11 → 1 → 12 → 2 → 3 → 7 → 6 → 5	139,6
3	а	б	1 → 12 → 2 → 3 → 11 → 10 → 4 → 9 → 8 → 7 → 6 → 5	142,9
4	с	а	11 → 10 → 4 → 9 → 8 → 5 → 6 → 7 → 3 → 2 → 12 → 1	134
5	с	б	11 → 1 → 12 → 2 → 3 → 7 → 6 → 8 → 9 → 10 → 4 → 5	140,6

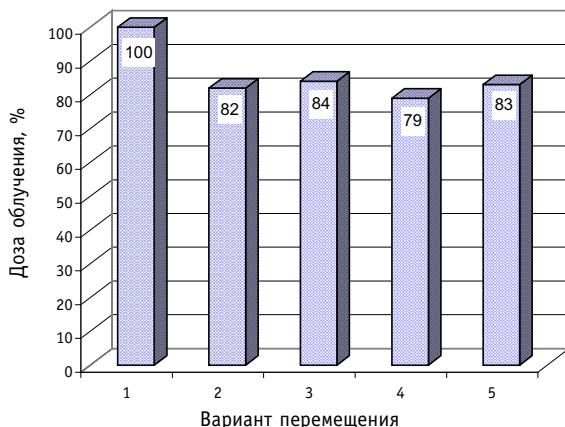


Рис. 3. Облучаемость персонала при перемещении по различным вариантам траекторий (вариант №1 – исходный)

оценить роль оптимизации пути перемещения в снижении облучаемости персонала при техническом обслуживании величиной 14,14 – 139,23 чел.мЗв на один энергоблок в год.

Разработанная программа предлагается в качестве базовой для решения важнейшей задачи по оптимизации облучаемости персонала при проведении масштабных работ по модернизации, демонтажу радиоактивного оборудования при снятии энергоблоков АЭС с эксплуатации. Основной формулировкой этой задачи является определение оптимальной последовательности демонтажа радиоактивного оборудования и трубопроводов с целью минимизации облучения персонала.

ВЫВОДЫ

Снижение доз, получаемых при перемещении в зоне контролируемого доступа между обслуживаемыми объектами, представляет собой значимую составляющую общей задачи снижения облучаемости ремонтного (а также эксплуатационного) персонала и может быть достигнуто оптимизацией траектории движения работников.

1. Если количество обслуживаемых объектов ограничено одним-двумя, то выбор оптимальной траектории перемещения не представляет сложности. При обслуживании большего количества единиц оборудования оптимизация перемещения требует использования специальных программ.

2. Реализация алгоритма с использованием наиболее эффективных (в вычислительном отношении) методов, основанных на идеях динамического программирования, гарантирует оптимальность, обеспечивает удобство программирования решения, универсальность, т.е. приспособленность для задач различного типа.

3. Как следует из результатов расчета по разработанной программе, оптимизация траектории движения персонала позволяет сократить дозу облучения при перемещении на 16–21%.

Литература

1. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Маркелов Н.И. Математическое моделирование дозовых полей при планировании облучения ремонтного персонала//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2004. – №1. – С.39-44.
2. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Планирование дозовых затрат ремонтного персонала с помощью компьютерного моделирования//Сборник трудов седьмой научно-технической конференции, посвященной 40-летию работы Белоярской АЭС. – Т. 3. – Заречный, 2004. – С. 172-179.

3. Управление работами в атомной энергетике. Агентство по ядерной энергии. МАГАТЭ. – Вена, Австрия, 1998. – 169 с.
4. Меламед И.И., Сергеев С.И., Сигал И.Х. Задача коммивояжера. Вопросы теории//Автоматика и телемеханика. – 1989. – № 9. – С. 3-34.
5. Меламед И.И., Сергеев С.И., Сигал И.Х. Задача коммивояжера. Точные алгоритмы//Автоматика и телемеханика – 1989. – № 10. – С. 3-29.
6. Меламед И.И., Сергеев С.И., Сигал И.Х. Задача коммивояжера. Приближенные алгоритмы//Автоматика и телемеханика. – 1989. – № 11. – С. 3-26.
7. Henry-Labordere A.L. The record-balancing problem: a dynamic programming solution of a generalized traveling salesman problems//R.I.R.O. – 1969. – V. 3. – № 2. – P. 43-49.
8. Laporte G., Nobert Y. Generalized traveling salesman problems through n-sets of nodes: an integer programming approach//INFOR. – 1983. – V. 21. – № 1. – P. 61-75.
9. Лейтен А.К. Некоторые модификации задачи коммивояжера/Труды ВЦ Тартусского ун-та. – 1973. – Вып. 28. – С. 44-58.
10. Коротаева Л.Н., Сесекин А.Н., Ченцов А.Г. Об одной модификации метода динамического программирования в задаче последовательного сближения//Журнал вычислительной математики и математической физики. – 1989. – Т. 29. – № 8. – С. 1107-1113.
11. Chentsov A.G., Korotaeva L.N. The dynamic programming method in the generalized traveling salesman problem//Mathematical and computer modelling. – 1997. – V. 25. – № 1. – P. 93-105.
12. Chentsov A.A., Chentsov A.G. Dynamic programming method in the generalized traveling salesman problem: the influence of inexact calculations//Mathematical and computer modelling. – 2001. – V. 33. – P. 801-819.
13. Ченцов А.А., Ченцов А.Г., Ченцов П.А. Об одном обобщении задачи курьера//Алгоритмы и программные средства параллельных вычислений. Российская академия наук, Уральское отделение, Институт математики и механики. – Екатеринбург, 2004. – Вып. 8. – С. 178-235.
14. Александрян Р.А., Мирзаханян Э.А. Общая топология. – М.: Высшая школа, 1979. – 336 с.

Поступила в редакцию 13.03.2006

НЕКОТОРЫЕ ОСОБЕННОСТИ ФИЗИКИ РЕАКТОРОВ ВВЭР ПРИ РАБОТЕ В РЕЖИМЕ УСКОРЕННОЙ ДЕНАТУРАЦИИ ОРУЖЕЙНОГО ПЛУТОНИЯ

Ю.Н. Волков, В.И. Наумов

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



Приведены результаты физических расчетов, моделирующих основные свойства активных зон реакторов типа ВВЭР при частичном использовании в качестве топлива оружейного плутония в режиме его ускоренной денатурации. В качестве критерия, ограничивающего долю ТВС с плутонием в активной зоне, принята средняя доля запаздывающих нейтронов, а в качестве критерия, ограничивающего выгорание плутония, его изотопный состав. Обсуждаются возможности повышения пропускной способности реакторов по денатурации оружейного плутония и физические особенности активных зон ВВЭР при работе в указанном режиме.

Пропускная способность является существенным фактором в проблеме ликвидации избыточных запасов оружейного плутония и выборе вариантов ее реализации.

В работах [1–4] обсуждается возможность повышения пропускной способности реакторов ВВЭР по утилизации оружейного плутония за счет его ускоренной денатурации при ограниченной длительности кампании. Показано, что при сокращении времени облучения ТВС, содержащих оружейный плутоний, и при условии достижения его изотопного состава, близкого к типичному составу энергетического плутония, пропускная способность реакторов ВВЭР может быть увеличена в 2 – 3 раза по сравнению с режимом максимального выгорания. Предполагается, что выгружаемый из реактора денатурированный плутоний, доведенный по изотопному составу до уровня «стандарта отработанного топлива», может храниться без радиохимической переработки в облученных ТВС наряду с энергетическим плутонием и вовлекаться в топливный цикл ядерной энергетики по мере экономической целесообразности и готовности соответствующей технологической базы.

Авторы цитируемых работ придерживаются мнения, что денатурация оружейного плутония с целью достижения максимальной пропускной способности, с одной стороны, и его сжигание в реакторах для максимальной реализации его энергетического потенциала, с другой стороны, – существенно разные стратегии, приводящие к различным физическим решениям и соответственно к различиям в физических свойствах реакторов, работающих в том или ином режиме. В частности, режим денатурации допускает большее разнообразие вариантов реализации, чем чисто энергетический режим и большее разнообразие в структурах активных зон и их физических свойствах.

© Ю.Н. Волков, В.И. Наумов, 2006

Безотносительно к выбору конкретных решений по утилизации избыточных запасов оружейного плутония, которые могут диктоваться как политическими соображениями, так и технологическими возможностями и экономической целесообразностью, представляет интерес исследование физических особенностей активных зон реакторов типа ВВЭР, существенных для безопасности, при работе в режиме денатурации. Заметим, что достаточно детальные исследования вариантов использования энергетического и оружейного плутония в реакторах ВВЭР в энергетическом режиме выполнены в РНЦ «Курчатовский институт» и представлены в [5–7].

Практическая возможность использования плутония в виде MOX-топлива в легководных реакторах продемонстрирована многолетним европейским опытом. Существенным моментом в этих программах внедрения MOX-топлива является ограничение на долю плутония в топливных загрузках. Так, констатируется, что при содержании делящегося плутония порядка 30% от полной загрузки делящихся материалов при работе реактора в энергетическом режиме не требуется значительных изменений в конструкции и системе управления реактором.

Основное отличие плутония-239 как делящегося материала от урана-235 состоит в существенно меньшей доле запаздывающих нейтронов. Учитывая, что внедрение плутония в исходную загрузку реактора приводит к уменьшению средней доли запаздывающих нейтронов, эту характеристику можно принять в качестве одного из основных физических критериев, ограничивающих долю плутония в смешанной загрузке. А в качестве количественной оценки принятого ограничения логично использовать среднюю долю запаздывающих нейтронов, соответствующую 30-процентному содержанию делящегося плутония при работе реактора в энергетическом режиме.

Среди других параметров, характеризующих физические свойства активной зоны, важные для безопасности, в различных вариантах утилизации плутония следует выделить коэффициенты реактивности по плотности и температуре теплоносителя и коэффициенты неравномерности энерговыделения. Основные исходные данные представлены в табл. 1.

Для сравнительных количественных оценок физических характеристик активных зон при различных вариантах денатурации оружейного плутония использовался программный комплекс GETERA [8]. Сложные структуры активных зон ВВЭР со смешанной загрузкой моделировались на уровне полиячеек, содержащих ТВС различного состава.

Следует отметить, что средняя доля запаздывающих нейтронов может существенно отличаться от эффективной доли, обычно используемой при анализе условий управления и безопасности реактора. К сожалению, используемый в расчетах инструмент, не может претендовать на корректную оценку эффективной доли запаздывающих нейтронов. В связи с этим в данном анализе используется только понятие средней доли запаздывающих нейтронов.

В качестве двух реперных вариантов проведены расчеты физических параметров активных зон ВВЭР для традиционного режима работы с трехлетним циклом и ежегодной подпиткой ураном с обогащением 4,4% и для энергетического режима со смешанной подпиткой, включающей урановые ТВС с обогащением 4,4% и MOX-ТВС с содержанием оружейного плутония 4,5% по делящемуся изотопу. Соотношение двух типов ТВС принято равным 2:1, что близко к варианту, реализованному на европейских АЭС, использующих MOX-топливо. Полное число ТВС в активной зоне для определенности принято равным 163. Исходное содержание урана-235 в MOX-топливе принято 0,3%. Длительность стандартного цикла приняли равным 330 сут плюс 30 сут на перегрузку во всех вариантах. Содержание оружейного плутония в MOX ТВС в энергетическом режиме выбиралось, исходя из того, что длительность цикла должна быть равной также 330 сут. Результаты расчетов представлены в табл. 2.

Таблица 1

Исходные данные

<i>Параметры АЗ и топливной сборки</i>	
Энергонапряженность активной зоны	111,0 МВт/м ³
Загрузка активной зоны топливом	66 тонн
Количество ТВС в АЗ	163
Шаг решетки между твэлами	12,75 мм
Тип решетки	треугольная
Температура топлива	1300 К
Температура оболочки	700 К
Температура теплоносителя	579 К
Плотность теплоносителя Н ₂ O (при $t_{t/h} = 579$ К; Р = 16 МПа)	0,715 г/см ³
<i>Параметры твэла с UO₂ или PuO₂+UO₂</i>	
Наружный диаметр твэла	9,1 мм
Толщина оболочки твэла	0,69 мм
Диаметр таблетки	7,72 мм
Плотность топлива (с учетом отверстия в центре таблетки)	9,015 г/см ³
Обогащение в UO ₂ топливе по урану-235	4,4 %
Материал оболочки твэла	Циркалой-1
<i>Состав оружейного плутония в МОХ-топливе</i>	
²³⁹ Pu	93,0 %
²⁴⁰ Pu	6,50 %
²⁴¹ Pu	0,50 %
<i>Состав урана в МОХ-топливе</i>	
²³⁵ U	0,3%
²³⁸ U	99,7%

Как видно из табл. 2, вариант с использованием МОХ-топлива приводит к заметному отличию в физических параметрах по сравнению с традиционным чисто урановым вариантом. Пропускная способность по утилизации оружейного плутония в энергетическом режиме в рассмотренном варианте составляет 292 кг/год. Расчетная оценка средней доли запаздывающих нейтронов β в варианте с МОХ-топливом на 18–20% ниже по сравнению с традиционным вариантом.

Величину средней доли запаздывающих нейтронов β порядка $(40\text{--}44)\times 10^{-4}$, при которой, как предполагается, не потребуется существенных изменений в системе управления, условно можно принять в качестве физического ограничения для рассматриваемых ниже вариантов денатурации плутония. Следует обратить внимание на содержание четного изотопа плутония-240 в традиционном режиме и в энергетическом режиме утилизации оружейного плутония. Как видно из табл. 2, энергетический плутоний, содержащийся в урановых ТВС чисто урановой загрузки, имеет в своем составе около 25% плутония-240. Плутоний, содержащийся в МОХ-ТВС, при выгорании МОХ-топлива около 48 МВт×сут/кг в течение трех циклов, содержит плутоний-240 в количестве 35%, что существенно снижает его ценность с точки зрения возможного последующего использования в качестве ядерного топлива по сравнению с энергетическим плутонием урановых ТВС. В то же время выгорание топлива и содержание плутония-240 в урановых ТВС в смешанной загрузке несколько ниже, чем в чисто урановой загрузке.

Таблица 2

Стандартные варианты уранового цикла и цикла утилизации ОП

Вариант расчета	Вариант № 1 (UOX)	Вариант № 2 (MOX)	
Тип ТВС	UO ₂ ТВС	МОХ-ТВС	UO ₂ ТВС
Обогащение топлива по дел. нуклиду	4,40%	4,50%	4,40%
Загрузка активной зоны ТВС	100% (163)	1 : 2 (54: 109)	
Содержание делящегося нуклида в свежей сборке, кг/ТВС	16,5	17,2	16,5
Кампания топлива, циклов	3	3	3
Длительность одного цикла, сут	330 + 30	330 + 30	
Пропускная способность для утилизации оружейного плутония, кг(Pu)/год	----	292,0	
Расход ТВС, ТВС/год	54	18	36

Характеристики выгружаемого топлива

Тип ТВС	UO ₂ ТВС	МОХ-ТВС	UO ₂ ТВС
Выгорание топлива, МВт·сут/кг	42,1	48,5	39,6
Изотопный состав выгружаемого топлива по плутониевому ряду	²³⁹ Pu	54,50%	38,77%
	²⁴⁰ Pu	24,86%	34,99%
	²⁴¹ Pu	15,25%	19,13%
	²⁴² Pu	5,40%	7,10%
Ru в ОТВС, кг/ТВС	3,76	10,3	4,1
Количество выгружаемого плутония в среднем за год, кг(Pu)/год	203	185	148

Нейтронно-физические характеристики АЗ

Концентрация борной кислоты в начале цикла (номинальная мощность, без отравления), от.ед.	Начало* 100%	Начало 123%
Отношение Φ_B / Φ_T (при $E_{\text{сшивки}} = 2,15 \text{ эВ}$)	Начало 5,67 Конец 5,98	Начало 7,20 Конец 7,19
Плотностной коэффициент реактивности по т/н ($\partial\rho/\partial\gamma_{t/h}$), см ³ /г	Начало 0,164 Конец 0,350	Начало 0,195 Конец 0,376
Температурный коэффициент реактивности по т/н ($\partial\rho/\partial t_{t/h}$), ·10 ⁻⁴ град ⁻¹	Начало -3,93 Конец -7,01	Начало -3,71 Конец -7,55
Температурный коэффициент реактивности по топливу ($\partial\rho/\partial t_{\text{топ}}$), ·10 ⁻⁵ град ⁻¹	Начало -2,0 Конец -2,0	Начало -2,0 Конец -2,0
Максимальный коэффициент неравномерности энерговыделения в полиячейке в течение одного цикла $(\sum_f \Phi)_{\text{ячейка}}^{\max} / \sqrt{\sum_f \Phi}$	1,124	1,541
Средняя доля запаздывающих нейтронов β	Начало 58×10^{-4} (100%) Конец 50×10^{-4} (86%)	Начало 46×10^{-4} (79%) Конец 44×10^{-4} (76%)

*Имеется в виду на начало или конец цикла выгорания между перегрузками

Ниже рассмотрено несколько вариантов утилизации оружейного плутония в режиме денатурации, демонстрирующих отличия в физических параметрах по сравнению с энергетическим режимом. В расчетахарьировалось относительное время пребывания MOX- и урановых ТВС в реакторе. Рассчитывались длительности кампаний MOX- и урановых ТВС исходя из условия критичности, выгорание топлива в ТВС двух типов, пропускная способность по плутонию, содержание изотопа плутония-240, расход ТВС, средняя доля запаздывающих нейтронов, коэффициенты реактивности по топливу и теплоносителю, коэффициент неравномерности энерговыделения по полиячейке. Результаты расчетов рассмотренных вариантов представлены в табл. 3.

Приведенные результаты демонстрируют основные тенденции и принципиальную возможность существенного увеличения пропускной способности реактора по денатурации оружейного плутония при сохранении условий, обеспечивающих безопасность эксплуатации реакторов. Среди рассмотренных вариантов есть варианты, практически удовлетворяющие поставленным требованиям по содержанию изотопа плутония-240. Во всех вариантах средняя доля запаздывающих нейтронов не опускается ниже 0,4%. Температурный коэффициент по топливу во всех рассмотренных вариантах практически совпадает, что естественно, поскольку содержание урана-238, ответственного за Доплер-эффект, в урановых и MOX-ТВС примерно одинаково. Наблюдаются незначительные различия в коэффициенте реактивности по плотности и температуре теплоносителя в начале цикла, не приводящие к изменению знака эффекта. Наибольшие различия в рассчитанных вариантах связаны с коэффициентом неравномерности энерговыделения в пределах полиячейки. Авторы считают, что этот недостаток может быть скомпенсирован за счет оптимизации размещения ТВС в пределах активной зоны, что выходит за возможности инструмента, использованного в расчетах.

Стоит, однако, отметить, что в таблицах даны оценки только осредненных значений параметров в активной зоне. Сложные структуры, в которых сочетаются тепловыделяющие сборки, существенно различающиеся по глубине выгорания, составу топлива и нейтронно-физическими свойствам, могут приводить к определенным локальным эффектам, которые будут влиять на безопасность. Судя, в частности, по данным [9], в ТВС с MOX-топливом можно ожидать существенных отличий от урановых ТВС как по локальным температурным коэффициентам, так и по доле запаздывающих нейтронов. Это может приводить к их более высокой чувствительности к возможным изменениям температуры топлива и теплоносителя и соответствующим возмущениям поля энерговыделения. Оценка подобных эффектов требует дополнительного исследования, которое предполагается провести в дальнейшем.

По мнению авторов, одним из самых благоприятных вариантов, из числа рассмотренных, является вариант №5, в котором исходные концентрации делящихся изотопов в урановых и MOX-ТВС близки между собой, а время пребывания в активной зоне отличается в пять раз. Как следует из расчетов, для этого варианта пропускная способность возрастает в 2,9 раза по сравнению с чисто энергетическим вариантом. Выгорание MOX-ТВС составляет 19 МВт×сут/кг. При этом выгорание урановых ТВС за счет избытка нейтронов от недоженных MOX-ТВС достигает 62,5 МВт×сут/кг, что на 58% больше, чем в энергетическом варианте.

При относительно небольшом выгорании MOX-ТВС существенно возрастает их годовой расход, что можно считать естественной платой за увеличение пропускной способности по денатурации оружейного плутония.

Следует отметить еще один важный момент: относительное содержание плутония-240 в составе плутония в выгружаемых урановых и MOX-ТВС практически одинаково и достаточно близко к его содержанию в отработанном топливе ВВЭР. Это может быть

Таблица 3

Варианты ускоренной денатурации ОП

Вариант расчета	Вар. №3		Вар. №4		Вар. №5	
Тип ТВС	MOX	UO ₂	MOX	UO ₂	MOX	UO ₂
Обогащение топлива по дел. нукл.	2,25%	4,40%	4,50%	4,40%	4,50%	4,40%
Загрузка активной зоны ТВС	1 : 1 (82 : 83)		1 : 2 (54: 109)		1 : 2 (54: 109)	
Содержание дел. нуклида, кг/ТВС	8,6	16,5	17,2	16,5	17,2	16,5
Кампания топлива, циклов	2	4	2	4	1	5
Длительность одного цикла, сут	233 + 30		330 + 30		342 + 30	
Пропускная способность для утилизации ОП, кг(Pu)/год	448,4		438,4		848,7	
Расход ТВС, ТВС/год	~ 56	~ 28	27	27	~ 52	~ 21

Характеристики выгружаемого топлива

Тип ТВС	MOX	UO ₂	MOX	UO ₂	MOX	UO ₂
Выгорание топлива, МВт·сут/кг	19,4	40,3	39,6	50,0	19,0	62,5
Изотопный состав выгружаемого топлива по плутониевому ряду	²³⁹ Pu	53,9%	57,1%	49,5%	54,4%	68,6%
	²⁴⁰ Pu	29,2%	23,6%	32,1%	23,7%	22,7%
	²⁴¹ Pu	14,0%	14,8%	15,1%	16,1%	7,9%
	²⁴² Pu	2,8%	4,5%	3,2%	5,8%	1,4%
Pu в ОТВС, кг/ТВС	6,48	3,97	10,77	4,74	12,92	5,14
Количество выгружаемого плутония в среднем за год, кг(Pu)/год	364	112	291	128	674	108

Нейтронно-физические характеристики А3

Критическая конц. борной к-ты, от.ед.	Начало	102%	Начало	134%	Начало	158%
Отношение Φ_b / Φ_T (при $E_{cw} = 2,15$ эВ)	Начало	6,51	Начало	7,58	Начало	7,79
	Конец	6,39	Конец	7,48	Конец	7,75
Плотностной коэф. реактивности по теплоносителю, см ³ /г	Начало	0,200	Начало	0,193	Начало	0,175
	Конец	0,364	Конец	0,380	Конец	0,387
Температурный коэф. реактивности по теплоносителю, ·10 ⁻⁴ град ⁻¹	Начало	- 3,65	Начало	- 3,66	Начало	- 3,30
	Конец	- 7,15	Конец	- 7,64	Конец	- 7,81
Температурный коэф. реактивности по топливу, ·10 ⁻⁵ град ⁻¹	Начало	- 2,0	Начало	- 1,9	Начало	- 2,0
	Конец	- 2,1	Конец	- 2,0	Конец	- 2,0
Максимальный коэф. неравномерности энерговыделения в полиячайке	1,151		1,490		1,390	
Средняя доля запаздывающих нейtronов	Начало	43×10^{-4} (74%)	Начало	43×10^{-4} (74%)	Начало	41×10^{-4} (71%)
	Конец	42×10^{-4} (72%)		42×10^{-4} (72%)		40×10^{-4} (69%)

существенно с точки зрения последующего использования денатурированного плутония в реакторах того или иного типа. При длительном хранении облученных ТВС относительная доля плутония-240 будет возрастать за счет радиоактивного распада плутония-241. Вместе с тем, поскольку содержание плутония в облученных MOX-ТВС

значительно выше, чем в урановых ТВС, можно предполагать, что именно МОХ-ТВС будут первыми кандидатами на радиохимическую переработку с целью извлечения денатурированного плутония для использования в перспективных реакторах на быстрых и тепловых нейтронах, что приведет к меньшим потерям плутония-241.

Остается открытым вопрос, насколько защищены облученные МОХ-ТВС при выгорании порядка двух процентов от возможного хищения из хранилищ отработанного топлива. Этот вопрос требует дополнительного изучения, и если уровень выгорания будет признан недостаточным, могут быть рассмотрены иные варианты.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Приведенные материалы расчетных исследований дают определенное представление о тех возможностях и особенностях, которые связаны с потенциальным использованием реакторов типа ВВЭР для денатурации оружейного плутония. Как следует из приведенных данных, с точки зрения физики нет принципиальных препятствий для существенного увеличения их пропускной способности без ущерба для энергопроизводства и безопасности. Имеются широкие возможности для выбора варианта денатурации, исходя из технологических ограничений и специальных требований к условиям облучения и конечному продукту.

Благодаря повышенной пропускной способности, процесс денатурации может быть реализован на ограниченной реакторной базе. Денатурированный плутоний может сохранить свой энергетический потенциал для последующего эффективного использования в перспективных реакторах на быстрых и тепловых нейтронах и извлекаться из облученного топлива по мере необходимости, не создавая складских запасов.

Литература

1. Наумов В.И., Савандер В.И., Белоусов Н.И. Анализ возможностей повышения пропускной способности реакторов по денатурации оружейного плутония//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2003. – №2. – С. 73.
2. Biswas D., Rathbun R., Lee S., Buckner M. Weapon-Grade Plutonium Disposition in Pressurized Water Reactors//Nuclear science and engineering. – 1995. – 121. – 1-16.
3. Волков Ю.Н., Наумов В.И. Сравнительный анализ вариантов повышения пропускной способности для утилизации оружейного плутония в реакторах ВВЭР-1000/ Материалы XIII семинара по проблемам физики реакторов. – М.: МИФИ, 2004. – С. 241-243.
4. Волков Ю.Н. Анализ ядерной безопасности при ускоренной денатурации оружейного плутония в реакторе ВВЭР-1000 на основе МОХ-топлива/Сб. тр. конф. молодых специалистов ФГУП ОКБ «Гидропресс». – Подольск: ФГУП ОКБ «Гидропресс», 2005. – С. 203-210.
5. Alyoshin S.S., Bolshagin S.N., Bychkova N.A., Osadchy A.I., Pavlovichev A.M., Styrine Y.A., Kalashnikov A.G. and Khokhlov G.N. Characteristics of VVER-1000 with 1/3 core loaded by MOX fuel with plutonium from surplus Russian nuclear weapons/PHYSOR 2002, Seoul, Korea, October 7-10, 2002.
6. Novikov A.N., Saprykin V.V., Suslov A.A., Lazarenko A.P. Use of MOX (R-Pu and W-Pu) fuel in VVER-1000 (neutron-physical aspects of possibilities)/Proceeding of the NATO advanced research workshop on managing the plutonium surplus: application and technical options. London, U.K. January 24-25, 1994.
7. Levina I.K., Saprykin V.V., Morozov A.G. The safety criteria and VVER core modification for weapon plutonium utilization/Proceeding of the NATO advanced research workshop on Mixed Oxide Fuel (MOX) exploitation and destruction in power reactors. Obninsk, Russia, October 16-19, 1994.
8. Бычков С.А., Марчук Ю.В., Пряничников С.В. Комплекс программ GETERA. Руководство пользователя. – М., 1992.
9. Крючков М.Э., Наумов В.И. Качественный анализ локальных возмущений размножающих сред в реакторах типа ВВЭР/Научная сессия МИФИ-2006: Сб. научных тр. – Т. 8. – С. 116-117.

Поступила в редакцию 24.04.2006

ВЛИЯНИЕ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ НА ОСНОВЕ СВИНЦА ТОРИЕВЫХ РУД НА ПУСТОТНЫЙ ЭФФЕКТ РЕАКТИВНОСТИ В РЕАКТОРЕ ТИПА БРЕСТ

В.С. Окунев

*Московский государственный технический университет им. Н.Э.Баумана,
г. Москва*



Свинцово-охлаждаемые быстрые реакторы – одна из концепций энергетических реакторов нового поколения (Generation-IV). Для реакторов со свинцовым охлаждением (например, БРЕСТ) достижимы идеалы естественной безопасности. В реакторах такого типа предполагается использовать природный свинец изотопного состава 1,4% ^{204}Pb – 23,6% ^{206}Pb – 22,6% ^{207}Pb – 52,4% ^{208}Pb .

Существуют потенциальные резервы концепции «БРЕСТ», связанные с дальнейшим повышением внутренне присущей безопасности (если потребуется). Это актуально для энергоблоков большой мощности. Среди таких резервов – использование свинца с высоким содержанием изотопа ^{208}Pb . Разделение изотопов свинца – дорогостоящая процедура. Однако известно, что ^{208}Pb – конечный продукт распада ^{232}Th . Период полураспада тория $1,4 \cdot 10^{10}$ лет, следовательно, около 20% тория уже распалось в ^{208}Pb . В качестве теплоносителя быстрых реакторов можно использовать свинец торогенного происхождения.

Выбор предпочтительных месторождений свинца и оптимизация изотопного состава свинца (как теплоносителя быстрых реакторов) представляет интерес для крупномасштабной ядерной энергетики будущего, основанной на безопасных реакторах.

ВОЗМОЖНЫЕ РЕЗЕРВЫ КОНЦЕПЦИИ БРЕСТ

Быстрые реакторы со свинзовым теплоносителем – одна из концепций реакторов нового поколения (Generation-IV), в рамках которой возможно достижение идеалов естественной безопасности. Однако при увеличении мощности энергоблока увеличивается пустотный эффект реактивности (ПЭР), что связано с уменьшением утечки нейтронов из центральной части активной зоны. При проектировании быстрых реакторов с жидкотекущим теплоносителем проблеме ограничения или минимизации ПЭР, как одного из значимых факторов опасности, уделяют особое внимание.

Для РУ БРЕСТ-2400 В.В. Орловым предложена ленточная форма активной зоны, что способствует снижению ПЭР в реакторе большой мощности до безопасного уровня, но прежде чем радикально изменить форму активной зоны (при переходе к реакто-

© В.С. Окунев, 2006

ру большой мощности), необходимо тщательно проанализировать потенциальные резервы концепции БРЕСТ [1], связанные, в первую очередь, с обеспечением безопасности. В числе резервов – возможность минимизации ПЭР при использовании в качестве теплоносителя ^{208}Pb (или свинца с большой концентрацией изотопа ^{208}Pb).

Широкие возможности в улучшении нейтронного баланса, повышении безопасности быстрых реакторов, а также в решении проблемы трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов (прежде всего младших актинидов с четным числом нейтронов) открывает использование теплоносителя на основе изотопа ^{208}Pb . Ядра ^{208}Pb – дважды магические. Они отличаются повышенной устойчивостью и, следовательно, меньшей активируемостью в активной зоне. Неупругие процессы на ядрах ^{208}Pb реализуются с меньшей вероятностью, чем на других стабильных изотопах свинца, т.е. ^{208}Pb хуже поглощает и хуже замедляет (за счет неупругого рассеяния) нейтроны. Худшее замедление нейтронов (на ядрах ^{208}Pb) позволит интенсифицировать пороговое деление тяжелых нуклидов с четным числом нейтронов (^{237}Np , ^{238}U , ^{241}Am , ^{243}Am и др.) за счет ужесточения спектра реактора и минимизировать пустотный и плотностной эффекты реактивности при использовании теплоносителя на основе изотопа ^{208}Pb .

ПОЛУЧЕНИЕ ^{208}Pb

Обогащение свинца изотопом ^{208}Pb – дорогостоящая операция, препятствующая крупномасштабному использованию такого теплоносителя в энергетике. В зависимости от происхождения свинец может иметь различный изотопный состав. Для охлаждения реакторов типа БРЕСТ предполагается использовать свинец, представляющий собой смесь четырех стабильных изотопов: 1,4% ^{204}Pb – 23,6% ^{206}Pb – 22,6% ^{207}Pb – 52,4% ^{208}Pb [2].

Изотоп ^{204}Pb имеет нерадиологическое происхождение, изотопы ^{206}Pb , ^{207}Pb и ^{208}Pb – радиологическое: это последние (стабильные) нуклиды природных радиоактивных рядов урана-радия, урана-актиния и тория соответственно. К настоящему времени приблизительно 1/5 часть ^{232}Th распалась в ^{208}Pb . Таким образом, привлекательна возможность выделения свинца с большим содержанием изотопа ^{208}Pb при добыве ториевых руд [3].

Природный уран состоит в основном из двух изотопов: ^{235}U (0,72%) и ^{238}U (99,28%) – родоначальников радиоактивных рядов. Поэтому урановые руды содержат свинец с высокой концентрацией изотопа ^{206}Pb и гораздо меньшей – ^{207}Pb . В природе торий встречается в виде минералов вместе с ураном [4], следовательно, сопутствующим продуктом ториевых руд будет смесь изотопов ^{206}Pb , ^{207}Pb и ^{208}Pb с большой концентрацией последнего (до 98% [5]).

В связи с тем, что изотопный состав свинца, содержащегося в ториевых и урановых рудах, может варьироваться в широких пределах, актуальна проблема выбора предпочтительных месторождений.

В ториевых рудах содержание ThO_2 может достигать 77 (торит) и 90–93% (торианит). Примеси урана – незначительны. Побочный продукт таких месторождений тория – свинец с высоким содержанием ^{208}Pb . Основной источник тория – монацит (минерал с содержанием ThO_2 до 12%).

Радиогенный свинец содержит небольшие примеси изотопа ^{204}Pb , не связанного с радиоактивным распадом. Свинец разных эпох имеет различный изотопный состав: свинец более древних эпох содержит пониженное количество изотопов, имеющих радиологическое происхождение (^{207}Pb , ^{206}Pb , ^{208}Pb), а в свинце более молодых эпох их количество увеличено относительно ^{204}Pb . Однако отношение элементов Pb:U:Th может изменяться со временем не только вследствие радиоактивного распада. Это

характерно для относительно молодых геологических формаций. Статистика по некоторым пробам Украинского щита (по данным [5]) представлена на рис. 1.

Основная руда свинца – галенит (свинцовый блеск) – составная часть полиметаллических (свинцово-цинковых) руд с содержанием свинца и цинка – от нескольких до 10% и более. Содержание изотопа ^{208}Pb в свинце этих руд – 52,4%. Таким образом, привлекательность ториевых руд для получения свинца с высоким содержанием ^{208}Pb очевидна, экономический выигрыш огромен: если в богатых полиметаллических рудах, например, содержится 5% свинца с 52,4-процентным содержанием ^{208}Pb , т.е. около 2,5% ^{208}Pb , выделение которого потребует изотопного разделения, то даже в бедных торием (и значит, сопутствующим его свинцом) минералах – монацитах – содержится около 1% свинца, почти полностью состоящего из изотопа ^{208}Pb , выделение которого практически не требует изотопного разделения.

Богатые торием монацитовые россыпи есть в Бразилии, Индии, США, Австралии, Малайзии. Монациты содержатся в россыпях на огромных пространствах побережий

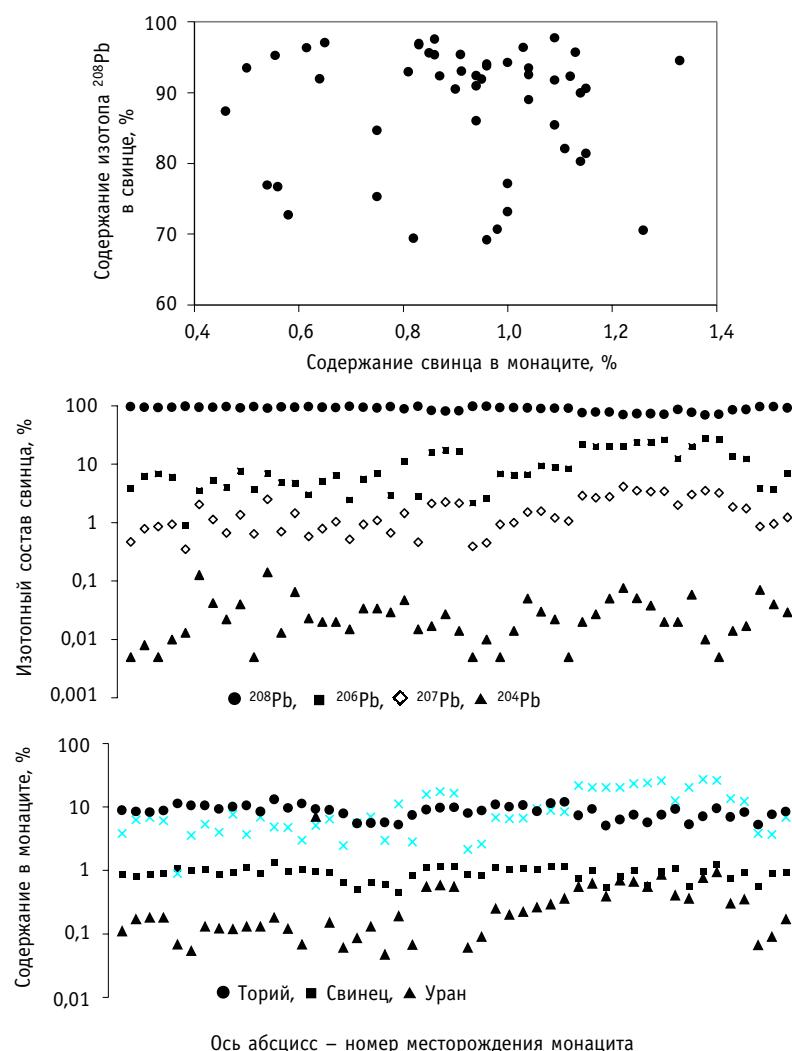


Рис. 1. Статистика по месторождениям монацита (анализ 49 проб Украинского щита): зависимость содержания изотопа ^{208}Pb в свинце от содержания свинца в монаците; изотопный состав свинца и содержание тория, урана и свинца в монаците

Индийского, Тихого и Атлантического океанов. Месторождения тория есть и в России.

Однако при выборе предпочтительных месторождений свинца следует учитывать следующие соображения. В галенитах, наряду с нерадиогенным свинцом (^{204}Pb), всегда присутствуют изотопы ^{206}Pb , ^{207}Pb и ^{208}Pb , образовавшиеся в результате радиоактивного распада урана и тория. Пока свинец, уран и торий находятся в литосфере в рассеянном состоянии, происходит постоянное пополнение свинца его радиогенными изотопами. В этапы тектономагматической активизации, сопровождаемые палингенезисом (образованием магмы в результате полного или частичного плавления горных пород в глубинных зонах Земли), происходит дифференциация свинца, урана и тория [6]. Свинец концентрируется в ультраосновной и основной частях возникающих расплавов, тогда как уран и торий – в гранитоидной их составляющей. Торий концентрируется в минералах, уран уходит с гидротермальными растворами, зачастую накапливается в осадочных толщах, легко выщелачиваясь подземными водами [6].

Таким образом, для получения свинца, который предполагается использовать в качестве теплоносителя, жильные месторождения (юг Африки) тория могут оказаться более предпочтительными. Месторождения «невыносных» монацитов в России есть в районе Новокузнецка и Томска, выносные россыпи монацитовых песков – на Дальневосточном побережье. Торит и торианит считаются промышленными минералами тория, но их доля в мировом производстве этого элемента незначительна.

Выбор наиболее предпочтительных месторождений свинца с высоким содержанием изотопа ^{208}Pb можно сделать, например, на основе решения дискретной многокритериальной задачи [7]. В качестве критериев (целевых функционалов) задачи можно рассматривать содержание свинца в руде и содержание изотопов ^{204}Pb , ^{206}Pb , ^{207}Pb и ^{208}Pb в свинце. Объекты задачи – месторождения тория (рис. 1).

Очевидно необходимо максимизировать содержание свинца в руде и концентрацию изотопа ^{208}Pb в свинце, одновременно минимизируя содержание ^{207}Pb в свинце. (Число нейтронов в ядре ^{207}Pb 125, т.е. предшествует магическому числу, соответствующему полностью заполненной нейтронной оболочке. В итоге ^{207}Pb среди всех прочих стабильных изотопов свинца обладает максимальным сечением присоединения нейтрона – максимальным сечением неупругих процессов – поглощения и неупругого рассеяния. Значит при использовании теплоносителя на основе свинца с большим содержанием ^{207}Pb следует ожидать максимальный ПЭР). Изотопы свинца ^{204}Pb и ^{206}Pb с четным числом нейтронов, благодаря эффекту спаривания, обладают меньшими сечениями неупругих процессов, чем ^{207}Pb , и большими, чем дважды магические ядра ^{208}Pb . Таким образом, в радикальной минимизации содержания изотопов ^{204}Pb и ^{206}Pb в теплоносителе нет необходимости. Их минимизация имеет смысл, если реализуется за счет увеличения доли дважды магического изотопа ^{208}Pb в свинце. Если же уменьшение доли ^{204}Pb и ^{206}Pb идет за счет увеличения концентрации ^{207}Pb , содержание изотопов ^{204}Pb и ^{206}Pb в свинце, наоборот, следует максимизировать, т.е. целевые функционалы можно рассматривать с весовыми коэффициентами, определяемыми субъективно (лицом, принимающим решение). В этом случае весовые коэффициенты, отражающие значимость критериев, для концентраций ^{204}Pb и ^{206}Pb будут меньше, чем для концентраций ^{207}Pb и ^{208}Pb .

Исходя из статистики ториевых месторождений (рис. 1), можно считать, что концентрация изотопа ^{204}Pb в свинце, полученном из разных проб не превышает 0,1%. Содержание изотопа ^{207}Pb в свинце монацитов 0,35–4,11%. Можно пренебречь содержанием изотопа ^{204}Pb в свинце, включив его в долю ^{206}Pb (предполагая, что эти изотопы обладают приблизительно одинаковыми ядерно-физическими свойствами).

Серия проб (рис. 1) характеризуется относительно небольшой долей ^{207}Pb в свинце (до 1%). Можно считать, что доля изотопа ^{207}Pb в свинце монацитов постоянна и равна

1%. Тогда для месторождений с минимальной концентрацией ^{207}Pb в свинце такое предположение будет соответствовать консервативной оценке при расчете ПЭР.

Итак, содержание изотопа ^{204}Pb в свинце можно не учитывать, а требование минимизации доли ^{207}Pb заменить ограничением типа «равенство» (или «не более» – в общем случае). В результате, если в качестве потенциального теплоносителя рассматривать свинец ториевых руд, исходную задачу с пятью критериями можно свести к двухкритериальной: на максимум содержания свинца в руде и изотопа ^{208}Pb в свинце. Тогда при постоянной концентрации ^{207}Pb в свинце, максимизация доли ^{208}Pb в свинце возможна за счет минимизации доли ^{206}Pb .

Задача ранжирования месторождений тория (торогенного свинца) по степени предпочтительности и выбора наиболее предпочтительного (предпочтительных) месторождения решена с помощью метода смещенного идеала [8] на примере анализа проб Украинского щита. Наиболее предпочтительное месторождение имеет следующие характеристики: содержание свинца в руде 1,09%, изотопный состав свинца – 0,013% ^{204}Pb – 0,89% ^{206}Pb – 0,35% ^{207}Pb – 97,74% ^{208}Pb . Содержание тория в руде 11,26%, урана 0,068%.

Можно переформулировать задачу, переходя от задачи оптимизации изотопного состава свинцового теплоносителя к задаче минимизации ПЭР в реакторе. В такой постановке критерии оптимальности и ограничения задачи оптимизации изотопного состава переходят в разряд управляющих параметров задачи минимизации ПЭР. Изотопный состав свинца можно учесть двумя управлением: доля ^{206}Pb и ^{208}Pb в свинце. Доля изотопа ^{207}Pb предполагается постоянной и не изменяется в процессе оптимизации, следовательно, не является управлением (относится к разряду исходных данных). В общем случае ограничение, соответствующее условию: доля ^{207}Pb не более 1%, – можно рассматривать как неопределенность исходной информации. Долю изотопа ^{204}Pb в свинце также можно фиксировать и рассматривать в качестве заданной (в разряде исходных данных), либо включить концентрацию ^{204}Pb в долю ^{206}Pb в свинце.

Анализ проб Украинского щита [5] показывает, что свинец урановых руд – циркона и уранинита, – характеризуется высокой концентрацией изотопа ^{206}Pb : до 72 и 86% соответственно. Доля ^{207}Pb невелика (около 7–13% в свинце). Содержание дважды магического изотопа ^{208}Pb в свинце циркона 12–46%, уранинита – около 3%, т.е. намного меньше, чем в типичных галенитах. Уранинит характеризуется высоким содержанием урана – 51,5% и, следовательно, свинца (до 17%). Изотопа ^{204}Pb в свинце урановых руд пренебрежимо мало (не более 0,32%).

Вследствие эффекта спаренности нуклиды с четным числом нейтронов обладают меньшим сечением присоединения нейтрона (сечениями неупругих процессов) по сравнению с ^{207}Pb . Основная проблема использования теплоносителя на основе свинца, извлеченного из урановых руд, – относительно (по сравнению с ториевыми рудами) высокое содержание ^{207}Pb (около 10%) при низкой доле ^{208}Pb (из-за примесей тория в урановых рудах), что приводит к увеличению ПЭР. По ядерно-физическим свойствам нуклиды ^{204}Pb и ^{206}Pb занимают промежуточное положение между ^{207}Pb и ^{208}Pb . В результате ПЭР в реакторе, охлаждаемым свинцом, извлеченным из урановых руд, немного хуже, чем при использовании природного свинца изотопного состава 1,4% ^{204}Pb – 23,6% ^{206}Pb – 22,6% ^{207}Pb – 52,4% ^{208}Pb (табл. 1).

ПРОБЛЕМА УТИЛИЗАЦИИ ТОРИЯ

При разработке ториевых руд с целью получения свинца возникнет проблема утилизации тория. С такой проблемой человечество уже сталкивалось в 30-е годы прошлого столетия, когда в промышленности стали широко использоваться редкоземель-

Таблица 1

Значения ПЭР при различных сценариях осушения РУ типа БРЕСТ, охлаждаемой свинцом, извлеченным из монацита, циркона, уранинита (пробы 233/4, 266/2 и 506/2 соответственно [5]), из свинцовых или полиметаллических руд и ^{208}Pb (для сравнения в последней строке приведены значения ПЭР для реактора идентичной конструкции, охлаждаемой натрием)

Минерал (руды)	Изотопный состав свинца, %				ПЭР (при разных сценариях осушения) [*] , β		
	^{204}Pb	^{206}Pb	^{207}Pb	^{208}Pb	Осушение всего реактора	Осушение АЗ и нижнего свинцового отражателя	Осушение АЗ
Монацит	0,013	0,89	0,35	97,74	-31,7520	-15,1263	11,6096
Циркон	0,226	75,58	11,54	12,48	-14,2736	0,4048	22,6550
Уранинит	0,150	85,53	10,64	3,69	-12,8460	1,6599	25,0906
Галенит	1,4	23,6	22,6	52,4	-20,5426	-4,2157	-4,2151
—	0	0	0	100	-32,4267	-15,16023	11,2648
—	^{23}Na				-4,3644	2,5481	19,3386

ные элементы, являющиеся побочными продуктами ториевых руд. С начала 30-х годов переработка ториевых руд велась, в основном, с целью извлечения из них редкоземельных элементов. В результате торий превратился в избыточный побочный продукт. Впоследствии запасы тория частично использовались в качестве сырья для производства ^{233}U в ядерных реакторах (США, Индия). Торий нашел широкое применение в неэнергетических целях.

Избыток тория (как побочного продукта торогенного свинца) может открыть новые возможности для его использования не только в неэнергетической сфере, но и в ядерной энергетике в будущем. Во-первых, запасы тория в 4,2 раза превышают запасы урана. Во-вторых, переход на торий-урановый топливный цикл быстрых реакторов позволит немного повысить их самозащищенность. В-третьих, как известно, при переходе на торий-урановый топливный цикл немного увеличивается коэффициент воспроизводства вторичного горючего (в будущем это может быть актуальным). Конечно, выигрыш от перехода на ториевый цикл не столь велик, чтобы переориентировать всю ядерную энергетику. В концепциях реакторов нового поколения торию уделяется должное внимание.

АНАЛИЗ ПЭР

В общем случае в задаче минимизации ПЭР за счет варьирования изотопного состава свинца целевой функционал (ПЭР) – функция четырех переменных, играющих роль управляющих параметров: концентраций четырех стабильных изотопов свинца, причем, содержание ^{204}Pb мало, т.е. влиять на ПЭР изменением содержания ^{204}Pb в свинце практически невозможно. В итоге в задаче минимизации ПЭР можно ограничиться рассмотрением трех управляющих параметров: содержания ^{206}Pb , ^{207}Pb и ^{208}Pb в свинце, причем, последнее управление оказывает наибольшее влияние на ПЭР. Очевидно, что ПЭР минимален при использовании ^{208}Pb (рис. 2). Поскольку ториевые месторождения содержат уран, добыча ^{208}Pb в чистом виде вряд ли возможна. В различных месторождениях концентрации стабильных изотопов свинца фиксированы, т.е. минимизация ПЭР относится к задаче дискретной оптимизации. Однако, смешивая свинец из разных месторождений в различных пропорциях, можно получить свинец с любой заданной концентрацией ^{208}Pb (от 3% в урановых рудах, до 98% в ториевых рудах), не используя изотопного разделения. Данные по объемам месторождений тория в России отсутствуют, и свинца, добываемого в одном месторождении,

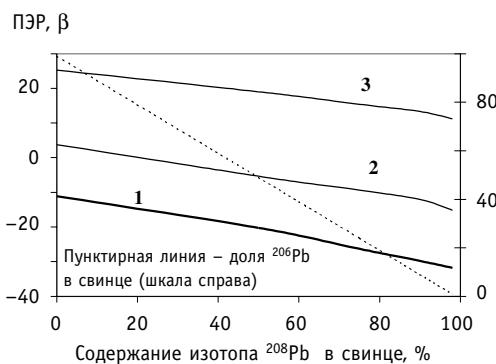


Рис. 2. Изменение ПЭР при замещении изотопа ^{206}Pb изотопом ^{208}Pb в свинцовом теплоносителе: предполагается, что теплоноситель состоит из ^{206}Pb , ^{208}Pb и 1% ^{207}Pb ; цифрами обозначены сценарии осушения: 1 – осушение всего реактора; 2 – осушение активной зоны и нижнего отражателя; 3 – осушение активной зоны

может оказаться недостаточно для удовлетворения потребностей ядерной энергетики (и даже одного реактора большой мощности со свинцовым охлаждением). Как известно, несмотря на большие собственные запасы свинца (третье место в мире), Россия импортирует свинец из-за границы. Можно, например, импортировать свинец, сопутствующий ториевым рудам с высоким содержанием тория (торианит, торит). Кроме того, следует отметить одно из преимуществ жидкometаллических теплоносителей: возможность их многократного использования в реакторах следующих поколений после извлечения (слива) из реакторов, выработавших свой ресурс и подлежащих демонтажу. При этом потери, в том числе связанные с очисткой «отработанных» теплоносителей от примесей, ничтожны [9]. В итоге затраты на приобретение теплоносителей для реакторов следующих поколений могут быть значительно снижены [9].

Анализ данных, представленных в каталоге [5] показывает, что содержание ^{207}Pb в ториевых рудах с малым содержанием урана невелико и увеличение концентрации ^{208}Pb в свинце происходит в основном за счет снижения концентрации ^{206}Pb при малых (значит, можно считать, приблизительно постоянных) концентрациях ^{204}Pb и ^{207}Pb . Анализ ПЭР при различных сценариях осушки реактора БРЕСТ в зависимости от концентрации ^{208}Pb в свинцовом теплоносителе при постоянных концентрациях ^{204}Pb и ^{207}Pb представлен на рис. 2.

При использовании в качестве теплоносителя свинца с высоким содержанием изотопа ^{207}Pb баланс нейтронов наихудший, а ПЭР максимальный. Максимальное содержание ^{207}Pb (22,6%) имеет свинец, извлеченный из галенитов (свинцовых и полиметаллических руд), т.е. свинец, который принято считать природным. В урановых рудах в составе свинца будет доминировать изотоп ^{206}Pb (продукт распада ^{238}U). Например, минерал уранинит одного из месторождений Украинского щита содержит 51,5% урана и 16,8% свинца, изотопный состав последнего 0,15% ^{204}Pb – 85,53% ^{206}Pb – 10,64% ^{207}Pb – 3,69% ^{208}Pb [5]. При использовании теплоносителя на основе такого свинца (с высоким содержанием ^{206}Pb и низким ^{208}Pb) ПЭР выше, чем в случае использования природного свинца (табл. 1). Свинец, являющийся побочным продуктом урановых руд, лучше не использовать в качестве теплоносителя быстрых реакторов.

Анализ ПЭР для реактора БРЕСТ большой мощности (активная зона бесконечного радиуса) проводился по программе *MCNP* [10] с целью обоснования возможности использования свинцового теплоносителя с различным изотопным составом. Предполагалось, что свинец может быть получен из разных руд и минералов: из свинцовых или полиметаллических руд (свинец с фиксированным изотопным составом),

свинец, сопутствующий ториевым месторождениям (с большим содержанием ^{208}Pb), и урановым месторождениям (уранинит) с крайне малым содержанием ^{208}Pb .

Рассматривались близкие к реалистическим и гипотетические сценарии реализации ПЭР в реакторе БРЕСТ большой мощности. Все расчеты консервативны (ПЭР завышен), т.к. проведены в предположении, что утечка нейтронов через боковую поверхность отсутствует, что соответствует реактору бесконечного радиуса. На практике ПЭР, полученный в таком приближении, является точной верхней гранью ПЭР реакторов большой мощности с традиционной (цилиндрической) формой активной зоны. В качестве единственного реалистического сценария реализации ПЭР в ядерной энергетической установке БРЕСТ большой мощности при двухконтурной схеме преобразования энергии (с азотом во втором контуре) является разгерметизация трубок газонагревателя «свинец–азот» и вовлечение газовых пузырей в активную зону). Расчеты, характеризующие сценарии, близкие к реалистическим, соответствуют уменьшению плотности свинца в активной зоне до 90% от номинальной, что может реализоваться при массовой разгерметизации трубок газонагревателей [11]. При этом граница осушения (граница свинца и эмульсии свинец – газ) смещается снизу вверх (осушение «снизу вверх»). Но и здесь в большой степени присутствует гипотетичность: например, в проекте РУ БРЕСТ-ОД-300 вовлечение пузырей в активную зону исключено, в том числе за счет малой скорости свинца на опускном участке тракта циркуляции [1].

Если в реакторах типа БРЕСТ малой и средней мощности удается обеспечить ПЭР на безопасном уровне даже при гипотетических сценариях его реализации (за счет относительно большой утечки нейтронов из активной зоны), то в реакторах больших размеров с цилиндрической формой активной зоны уменьшение плотности свинца даже на 10% может представлять опасность: $\text{ПЭР} > \beta$ (β – эффективная доля запаздывающих нейтронов). Очевидно, что при увеличении доли изотопа ^{208}Pb в свинце уменьшается ПЭР.

Исследовалась зависимость ПЭР от содержания изотопа ^{208}Pb в теплоносителе в пренебрежении количеством ^{204}Pb и при доле ^{207}Pb 1%. Полное осушение реактора даже при нулевой концентрации изотопа ^{208}Pb в исходном теплоносителе не представляет опасности: ПЭР глубоко отрицателен. При содержании изотопа ^{208}Pb в свинце более 20% можно добиться отрицательного ПЭР, что позволяет надеяться на возможность использования в качестве теплоносителя быстрого реактора даже свинца, извлеченного из урановых руд (по крайней мере из циркона). Если свинец циркона и уранинита содержит не 1% (как предполагается в расчетах), а 10–13% ^{207}Pb , то ПЭР заметно ухудшается. Но даже в этом случае есть возможности использования свинца, извлеченного из циркона, поскольку при осушении активной зоны и нижнего торцевого отражателя $\text{ПЭР} \approx 0,4 \beta$. Значения ПЭР при различных сценариях осушения реактора типа БРЕСТ, охлаждаемого свинцом, извлеченным из разных руд, представлены в табл. 1.

Результаты показывают, что уменьшение доли ^{208}Pb отчасти компенсируется увеличением доли ^{206}Pb , что способствует поддержанию ПЭР на безопасном уровне. Наибольшее негативное воздействие на безопасность в ситуации, связанной с реализацией ПЭР, оказывает ^{207}Pb в исходном теплоносителе, обладающий максимальным сечением неупругих процессов.

С другой стороны, для реакторов большой мощности с традиционной (цилиндрической) компоновкой активной зоны использование свинца, даже наполовину состоящего из изотопа ^{208}Pb , может представлять опасность и лишь свинец ториевых руд может детерминистически исключить проблему ПЭР в таких реакторах. Это иллюстрирует рис. 3, на котором представлены реалистические значения ПЭР, связанного с

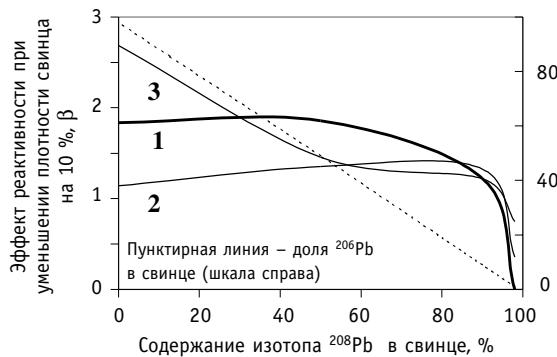


Рис. 3. Зависимость плотностного эффекта реактивности от изотопного состава свинца (предполагаются постоянными доли изотопов ^{207}Pb – 1% и ^{204}Pb – 0,1%): 1 – осушение всего реактора; 2 – осушение активной зоны и нижнего отражателя; 3 – осушение активной зоны



Рис. 4. Эффект реактивности при изменении плотности теплоносителя в активной зоне и нижнем отражателе: 1 – эвтектика 1,8% ^{nat}K – 98,2% ^{208}Pb ; 2 – природный свинец; 3 – ^{208}Pb

вовлечением газовых пузырей в активную зону и уменьшением плотности свинца на 10% от номинальной. Предполагается, что доля изотопов ^{204}Pb и ^{207}Pb в свинце постоянна (0,1 и 1% соответственно). Тогда увеличение доли ^{208}Pb происходит за счет уменьшения концентрации ^{206}Pb : доля изотопа ^{208}Pb в свинце не превышает 98%.

Рис. 4 иллюстрирует эффекты реактивности при уменьшении плотности теплоносителя. Для сравнения представлены результаты расчетов для реактора, охлаждаемого эвтектическим сплавом 1,8% К – 98,2% ^{208}Pb [7].

Итак, свинец, извлеченный из ториевых руд, наиболее предпочтителен с точки зрения реализации потенциальных возможностей быстрых реакторов (обеспечения жесткого спектра). С точки зрения самозащищенности реакторов типа БРЕСТ большой мощности от аварий с реализацией ПЭР (если возможность реализации не исключить детерминистически) не обязательно использовать изотопно чистый ^{208}Pb , можно ограничиться содержанием изотопа ^{208}Pb , характерным для свинца ториевых месторождений и даже меньше. Это позволяет смешивать природный (1,4% ^{204}Pb – 23,6% ^{206}Pb – 22,6% ^{207}Pb – 52,4% ^{208}Pb) и торогенный свинец.

Автор благодарит А.Н. Шмелева (МИФИ) за предоставленные материалы [5] и плодотворное обсуждение проблемы.

Литература

1. БРЕСТ-ОД-300/Под. ред. Е.О. Адамова, В.В. Орлова. – М.: Изд-во ФГУП НИКИЭТ, 2001.
2. Физическая энциклопедия/Гл. ред. А.М. Прохоров. – М.: Большая Российская Энциклопедия, 1994. – Т.4. – С. 470-471.
3. Шмелев А.Н., Аксёнов В.А., Куликов Г.Г. Физические основы обезвреживания радиоактивных отходов (трансмутация нейtronами): Учеб.пособие – М.: МИФИ, 2002.

4. Уилхелм Г.А. Торий/Кн.: Справочник по редким металлам (пер. с англ.)/Под ред. д.х.н., проф. В.Е. Плющева. – М.: Мир, 1965. – С.786-817.
5. Каталог изотопных дат пород Украинского щита/Академия наук Украинской ССР; Институт геохимии и физики минералов; Министерство геологии УССР. – Киев: Наукова думка,1978. – С. 90, 136.
6. Ростовский Ф.И., Хетчиков Л.Н. Рифтогенез и регенерация рудных компонентов в процессе формирования сульфидно-кассiterитового оруденения Сихотэ-Алиня/Кн.: Рудные месторождения континентальных окраин. – Владивосток: Дальнаука, 2000.
7. Окунев В.С. Резервы концепции «БРЕСТ» (при переходе к энергоблокам большой мощности)/Научная сессия «МИФИ-2006»: Сб. научн. тр. – М.: МИФИ, 2006. – Т.8. – С. 89-90.
8. Елтаренко Е.А. Оценка и выбор решений по многим критериям: Уч. пособие. – М.: МИФИ, 1995.
9. Субботин В.И., Арнольдов М.Н., Ивановский М.Н. и др. Литий.– М.: ИздАТ, 1999.
10. MCNP-4C. Monte Carlo N-Particle Transport Code System/Oak Ridge National Laboratory/Radiation Safety Information Computational Center (RSICC). RSICC Computer Code Collection. CCC-700. April 2000.
11. Иванов В.Л., Калишевский Л.Л., Козлов О.С. и др. Аналитическое и расчетное обеспечение проектных решений АЭС с реактором БРЕСТ большой мощности (БРЕСТ-2400) и газотурбинным циклом преобразования энергии/Кн. Ядерные реакторы на быстрых нейтронах: Тр. Российского науч.-технич. форума (Обнинск, 8 – 12 декабря 2003 г.).

Поступила в редакцию 4.04.2006

ИССЛЕДОВАНИЕ ТОЧЕЧНОЙ МОДЕЛИ КСЕНОНОВЫХ КОЛЕБАНИЙ

Н.О. Рябов, А.А. Семенов

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



В статье изложена методика исследования точечной модели ксеноновых колебаний с учетом мощностного коэффициента реактивности. Построены безразмерные уравнения распада ксенона и йода. Оказалось, что качественное поведение системы в используемом приближении определяется двумя безразмерными критериями. На координатной плоскости, задаваемой этими критериями, построены области качественно различного поведения модели. Получены формулы для положений равновесия системы и частот собственных колебаний.

СПИСОК ОБОЗНАЧЕНИЙ

- t – время, [с];
 X – концентрация ксенона-135, [1/см³];
 J – концентрация йода-135, [1/см³];
 λ_X, λ_J – постоянные распада ядер ксенона и йода, [1/с];
 γ_X, γ_J – выход ядер ксенона и йода на один акт деления;
 σ_X – микросечение захвата нейтронов ксеноном-135, [см²];
 Φ – нейtronный поток, с⁻¹см⁻²;
 k_F – мощностной коэффициент чувствительности размножающих свойств активной зоны, [см⁻¹];
 Σ_a, Σ_f – макросечения захвата нейтронов и деления ядер, [см⁻¹];
 v – выход нейтронов на один акт деления;
 x – безразмерная концентрация ксенона;
 j – безразмерная концентрация йода;
 ϕ – безразмерный поток нейтронов;
 A – матрица системы уравнений модели.

ВВЕДЕНИЕ

Исследование процессов отравления реактора ксеноном-135 – довольно распространенная тема в научной периодике. Это связано с тем, что отравление ксеноном является одним из самых существенных процессов, влияющих на реактивность реактора и качество управления реактором. В работах [1–3] рассматриваются точечные, двухточечные и одномерные модели процессов отравления ксеноном без учета обратной связи по мощности. Ее учет необходим для правильного описания таких параметров колебаний, как декремент затухания и частота. В работе [4] изложен ме-

тод анализа устойчивости высотного поля нейтронов к ксеноновым колебаниям с учетом мощностной обратной связи.

ВЫВОД БЕЗРАЗМЕРНЫХ УРАВНЕНИЙ

Система уравнений, описывающая отравление активной зоны реактора в точечном приближении, имеет вид:

$$\begin{cases} \frac{dJ}{dt} = -\lambda_J + \gamma_J \Sigma_f \Phi \\ \frac{dX}{dt} = -\lambda_X X - \sigma_X X \Phi + \gamma_X \Sigma_f \Phi + \lambda_J J. \end{cases} \quad (1)$$

В этой системе уравнений неизвестными являются функции J и X , все коэффициенты перед этими функциями, кроме нейтронного потока Φ , считаем постоянными. Нейтронный поток Φ можно определить из статического баланса нейтронов в реакторе в «точечном» приближении:

$$\left(v \Sigma_f - \Sigma_a - l - \sigma_X X + k_\Phi \frac{\Phi - \Phi_0}{\Phi_0} \right) \Phi = 0, * \quad (2)$$

где $k_\Phi = \Phi_0 \frac{\partial}{\partial \Phi} (v \Sigma_f - \Sigma_a - l)$ – параметр мощностной обратной связи, l – коэффициент утечки нейтронов.

Как видно, нейтронный поток Φ зависит от размножающих свойств реактора, обратной связи по мощности, начального потока Φ_0 и концентрации ксенона. Уравнение (2) позволяет явно выразить эту зависимость:

$$\Phi = \Phi_0 - \frac{\Phi_0}{k_\Phi} (v \Sigma_f - \Sigma_a - l - \sigma_X X). \quad (3)$$

Уравнения (1) и (3) в совокупности образуют дифференциально-алгебраическую систему уравнений, описывающих динамику ксенонового отравления реактора в точечном приближении с учетом мощностной обратной связи. Эта система уравнений содержит несколько независимых параметров, которые определяют ее свойства. Для исследования этой системы количество параметров целесообразно сократить. Это можно сделать, приведя систему к безразмерному виду. Для этого перейдем к новым переменным, представив неизвестные функции и время в виде:

$$\left\{ X = \frac{(\gamma_X + \gamma_J) \Sigma_f}{\sigma_X} x, \Phi = \frac{\lambda_X}{\sigma_X} \phi, J = \frac{\gamma_J \lambda_X \Sigma_f}{\lambda_J \sigma_X} j, t = \frac{\tau}{\lambda_X} \right\}. \quad (4)$$

Масштабирующие факторы имеют ясный физический смысл. Масштабом концентрации ксенона является концентрация ксенона при бесконечной нейтронной мощности. Масштабом нейтронного потока является величина, равная потоку нейтронов, при котором скорость естественного распада ядер ксенона равна скорости их исчезновения в результате выгорания; масштабом концентрации йода является равновесная концентрация йода при таком потоке; масштабом времени – постоянная распада ядер ксенона. Подставляя выражения (4) в уравнения (1) и (3), получим обезразмеренную систему уравнений:

$$\frac{dx}{d\tau} = -(1 + \phi)x + \frac{\phi + \dot{\gamma}}{\gamma + 1}; \quad \frac{dj}{d\tau} = \lambda(\phi - j); \quad \phi = f_0(1 + ax). \quad (5)$$

Это уравнение легко получить усреднением одногруппового диффузационного уравнения по объему реактора и линеаризацией зависимости свойств по мощности. Обратная связь по мощности, выражаемая коэффициентом k_Φ , может отражать не только естественную обратную связь (доплер-эффект и изменение плотности замедлителя), но и искусственную, вносимую регулятором мощности.

Здесь введены обозначения:

$$\lambda = \frac{\gamma_J}{\gamma_X}, \gamma = \frac{\gamma_J}{\gamma_X}; \quad (6)$$

$$f_0 = \phi_0 \left(1 + \frac{\Sigma_a + l - v\Sigma_f}{k_\Phi} \right); \quad (7)$$

$$a = \frac{(\gamma_J + \gamma_X)\Sigma_f}{\Sigma_a + l - v\Sigma_f - k_\Phi}. \quad (8)$$

Первые два параметра (6) постоянны и определяются свойствами ядер ксенона и йода. Вторые два параметра (7) и (8) зависят от размножающих и динамических свойств реактора и оказывают влияние на качественные характеристики динамики отравления реактора ксеноном. Таким образом, обезразмеривание уравнений позволило сократить количество параметров и выявить два безразмерных комплекса, определяющих качественные характеристики системы: типы точек равновесия, области устойчивости, области существования колебательного режима.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПОЛОЖЕНИЙ РАВНОВЕСИЯ

Определим положения равновесия системы уравнений (5). Для этого производные по времени в этих уравнениях приравняем к нулю и подставим в полученные уравнения выражение для потока. В результате получается система алгебраических уравнений:

$$\begin{aligned} -(1 + f_0(1 + ax))x + \frac{f_0(1 + ax) + \gamma j}{\gamma + 1} &= 0; \\ \lambda(f_0(1 + ax) - j) &= 0. \end{aligned} \quad (9)$$

Эта система уравнений имеет два решения, которые выражают положения равновесия системы (5). Сами решения имеют вид:

$$\begin{aligned} j_0^{1,2}(a, f_0) &= \frac{1}{2} \left(-1 + f_0(1 + a) \mp \sqrt{4af_0^2 + (1 + (1 - a)f_0)^2} \right), \\ x_0^{1,2}(a, f_0) &= \frac{1}{2af_0} \left(-1 - f_0(1 - a) \mp \sqrt{4af_0^2 + (1 + (1 - a)f_0)^2} \right). \end{aligned} \quad (10)$$

Изображения поверхностей, описываемых этими формулами, представлены на рис. 1, 2.

В первом решении концентрация йода отрицательна в случае критичности реактора и наличия отрицательной обратной связи по мощности. Для доказательства этого утверждения, представим неравенство $j_0^1(a, f_0) \leq 0$ в виде:

$$-1 + f_0(1 + a) \leq a - \sqrt{4af_0^2 + (1 + (1 - a)f_0)^2}. \quad (11)$$

Тогда, если $-1 + f_0(1 + a) < 0$, то неравенство справедливо, т.к. сумма квадратов больше либо равна нулю. В противоположном случае можно возвести обе части в квадрат. Вычитая левую часть получившегося неравенства из правой, получим эквивалентное неравенство

$$f_0 \geq 0, \quad (12)$$

что справедливо при условии критичности реактора и отрицательности k_Φ , что и требовалось доказать.

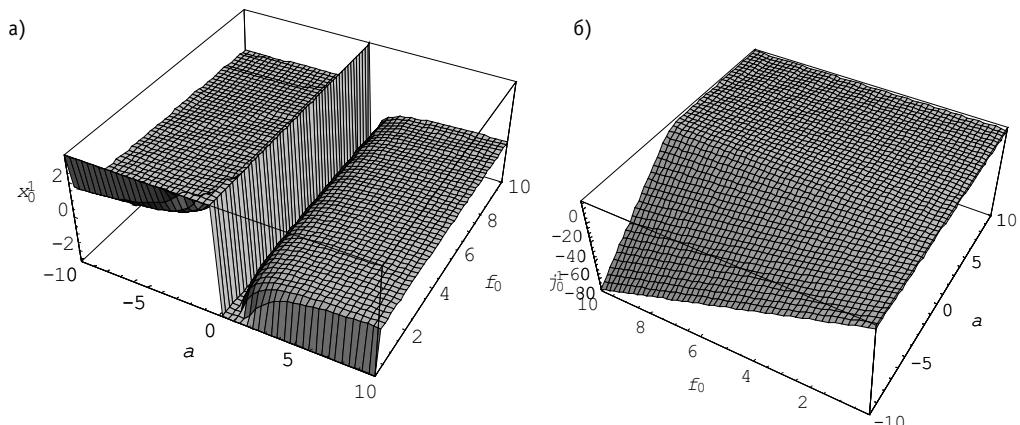


Рис. 1. Зависимость равновесной концентрации ксенона (а) и йода (б) от параметров a и f_0 для первой точки равновесия

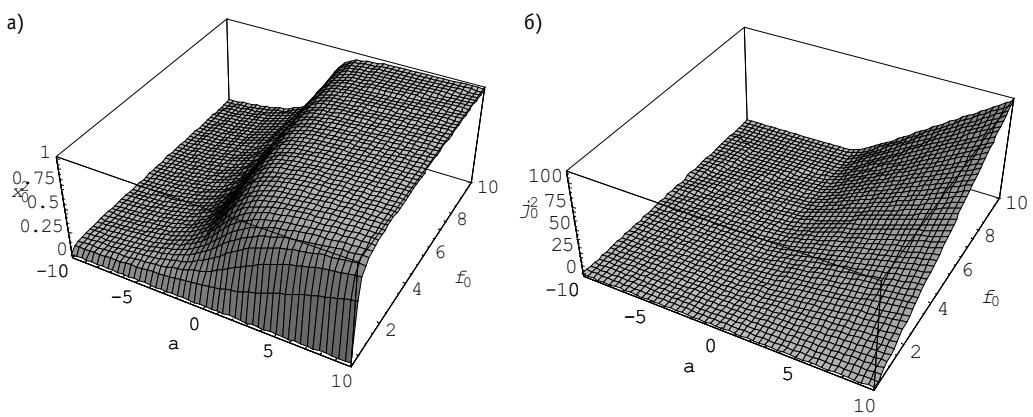


Рис. 2. Зависимость равновесной концентрации ксенона (а) и йода (б) от параметров a и f_0 для второй точки равновесия

Из справедливости неравенства $\sqrt{4af_0^2 + (1+(1-a)^2)} > 0$ при $f_0 \geq 0$ следует, что система уравнений

$$\begin{cases} x_0^1(a, f_0) = x_0^2(a, f_0) \\ j_0^1(a, f_0) = j_0^2(a, f_0) \end{cases} \quad (13)$$

не имеет действительных решений, и таким образом, положения равновесия системы (5) не могут совпадать, поэтому положения равновесия могут принадлежать только следующим классам точек равновесия: устойчивые либо неустойчивые узлы и фокусы, центры и седла. Это значит, что рассматриваемая система не имеет комбинированных точек равновесия [5]. Физически реализуемым равновесием системы является вторая пара корней (10).

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОБСТВЕННЫХ ЧИСЕЛ

Для определения зависимости собственных частот малых колебаний в окрестности равновесия системы (5) от параметров, линеаризуем эту систему в окрестности точек равновесия и определим собственные значения получившейся системы. Линеаризованную в окрестности i -й ($i = 1, 2$) точки равновесия систему удобно записать в матричном виде:

$$\frac{d}{dt} \begin{pmatrix} x \\ j \end{pmatrix} = \underbrace{\begin{pmatrix} -1 + f_0 \left(-1 + \frac{a}{1+\gamma} \right) - 2af_0x_0^i & \frac{\gamma}{1+\gamma} \\ af_0\lambda & -\lambda \end{pmatrix}}_{A_i(x_0^i, j_0^i)} \begin{pmatrix} x \\ j \end{pmatrix}. \quad (14)$$

Собственные числа матрицы A_i представимы в виде:

$$\mu_i^{1,2} = \eta_i(a, f_0) \pm \sqrt{\omega_i(a, f_0)}, \quad (15)$$

где

$$\begin{aligned} \eta_i(a, f_0) &= -\frac{1}{2(1+\gamma)} (1 + f_0(1-a) + \lambda + 2af_0x_0^i(a, f_0)(1+\gamma) + \gamma(1+f_0+\lambda)) \\ \omega_i(a, f_0) &= -\frac{1}{2(1+\gamma)} \left(-4(1+\gamma)^2 \lambda (1 + f_0(1-a) + 2af_0x_0^i(a, f_0)) + \right. \\ &\quad \left. + (1 + f_0(1-a) + (f_0 + 2af_0x_0^i(a, f_0) + \lambda)(1+\gamma))^2 \right) \end{aligned} \quad (16)$$

Графики этих функций для второго физически реализуемого положения равновесия изображены на рис. 3. В случаях, когда функция $\omega_i(a, f_0)$ принимает отрицательные значения, ее абсолютная величина определяет частоту колебаний рассмат-

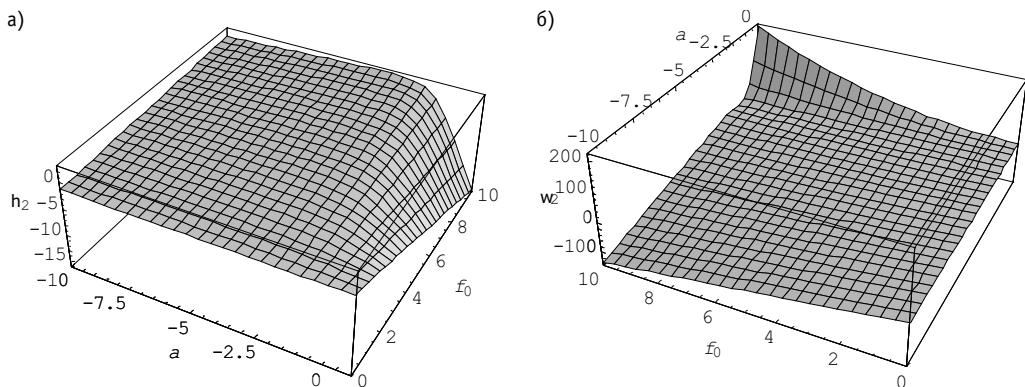


Рис. 3. Графики функций в формуле (16), характеризующих параметры колебаний для второго положения равновесия

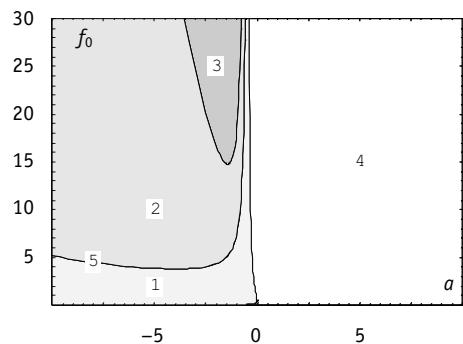


Рис. 4. Области параметров, в которых вторая точка равновесия принадлежит соответствующим типам: 1 – устойчивый фокус; 2 – неустойчивый фокус; 3 – неустойчивый узел; 4 – устойчивый узел; 5 – центр

риваемой динамической системы. Функция $\eta_i(a, f_0)$ действительна, и в случае отрицательности функции $\omega_i(a, f_0)$ ее знак определяет, устойчиво ли положение равновесия при заданных параметрах или неустойчиво. В табл. 1 приведено соответствие неравенств, задающих области параметров a и f_0 типам точек равновесия, и изображены фазовые портреты решений, характерных для соответствующих типов точек равновесия.

На рис. 4 на плоскости параметров a и f_0 изображены области, соответствующие приведенным в табл. 1 неравенствам. Этот рисунок можно использовать как диаграмму

Таблица 1

Типы точек равновесия

Тип точки равновесия	Неравенства, задающие область параметров	Характерное поведение системы в окрестности точки
Устойчивый узел	$\omega_i(a, f_0) > 0, \eta_i(a, f_0) \pm \sqrt{\omega_i(a, f_0)} < 0$	
Неустойчивый узел	$\omega_i(a, f_0) > 0, \eta_i(a, f_0) \pm \sqrt{\omega_i(a, f_0)} > 0$	
Устойчивый фокус	$\omega_i(a, f_0) < 0, \eta_i(a, f_0) < 0$	
Неустойчивый фокус	$\omega_i(a, f_0) < 0, \eta_i(a, f_0) > 0$	
Центр	$\omega_i(a, f_0) < 0, \eta_i(a, f_0) = 0$	
Седло	$\omega_i(a, f_0) > 0, \eta_i(a, f_0) - \sqrt{\omega_i(a, f_0)} < 0,$ $\eta_i(a, f_0) + \sqrt{\omega_i(a, f_0)} > 0$	

для определения, устойчиво ли текущее статическое состояние реактора, или нет.

Можно предложить следующую методику определения типа точки равновесия реактора:

- 1) по формулам (7), (8) рассчитать параметры a и f_0 , соответствующие текущему состоянию реактора;
- 2) получившиеся значения отобразить в виде точки на диаграмме рис. 4;
- 3) определить тип точки равновесия соответственно области, в которую попала рассчитанная точка.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Для проверки работоспособности описанной методики был проведен ряд расчетов с использованием программного комплекса «ПРОСТОР», где реализована полно-масштабная трехмерная модель реактора ВВЭР-1000. Посредством изменения модельных величин $\gamma_X + \gamma_J$ и σ_X менялись значения параметров a и f_0 . После этого реактор подвергался слабому возмущению передвижением 10 группы СУЗ и производилась запись динамики средней по активной зоне мощности и концентраций ксенона и йода. Полученные записи процессов затем обрабатывались по программе, которая определяла тип колебательного процесса. Для этого по данным о динамике процесса (зависимости интегральных концентраций ксенона и йода) методом наименьших квадратов строилась система линейных дифференциальных уравнений. После этого определялись собственные числа соответствующей матрицы, и исходя из их значения констатировался тип переходного процесса.

Каждое рассчитанное таким образом состояние реактора наносилось на диаграмму рис. 4. В результате получились группы точек, изображающие состояние реактора, соответствующее тому или иному типу положения равновесия, отделенные друг от друга четко распознаваемыми границами (см. рис. 5). Таким образом, на плоскости предлагаемых параметров рассчитанные точки образуют области, в целом аналогичные полученным по модели с сосредоточенными параметрами. Видно, что границы, образуемые множеством рассчитанных точек, повторяют контуры областей, построенных по неравенствам, приведенным в табл. 1 и уравнениям (16). Некоторое несо-

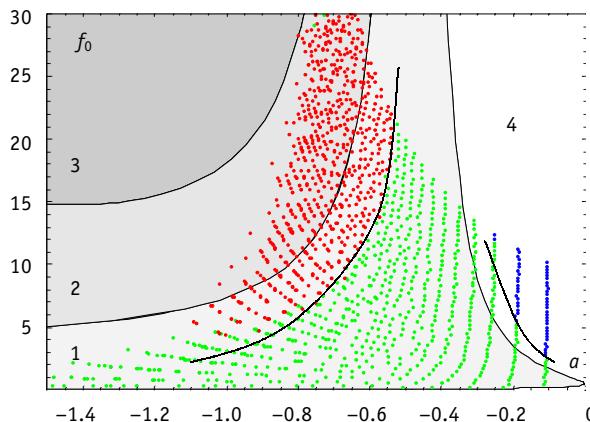


Рис. 5. Положение точек, изображающих состояние трехмерной модели реактора на диаграмме: толстыми линиями отмечены приблизительные границы полученных при расчете на распределенной модели областей

ответствие областей, видимое на рис. 4, по-видимому, может быть устранено совершенствованием метода сведения параметров распределенной модели к модели с со средоточенными параметрами.

При расчете переходных процессов, соответствующих области 3 (рис. 4), шел быстрый разгон или останов реактора. В этих случаях расчет прерывался по ограничениям, заданным в сценарии, управляющем расчетом. Поэтому неустойчивых процессов типа фокуса на диаграмме отразить не удалось.

Были проведены расчеты параметров a и f_0 для различных состояний 2 блока Калининской АЭС, соответствующих 100% мощности и началу 1 – 15 кампании. Полученные точки были нанесены на диаграмму. Результат графического отображения показан на рис. 6, где группа точек, обведенная эллипсом, соответствует 2 – 15 загрузкам. Видно, что все точки, кроме соответствующей первой кампании, принадлежат области устойчивого фокуса, а точка, соответствующая первой загрузке – области неустойчивого фокуса. Но, как известно, именно первая загрузка была неустойчива к ксеноновым колебаниям. Это сравнение позволяет сказать, что посредством изложенной в статье методики можно определить, устойчива ли загрузка к ксеноновым колебаниям интегральной мощности, основываясь на информации о ее физических параметрах.

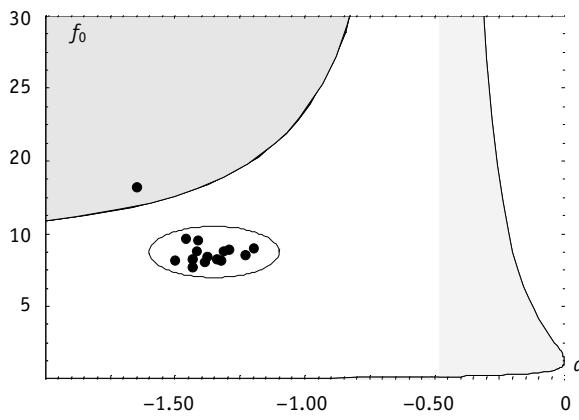


Рис. 6. Результаты расчета параметров a и f_0 для 1 – 15 загрузки 2 блока Калининской АЭС

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Приведем основные выводы, полученные в настоящей работе.

1. Проведено качественное исследование модели реактора с сосредоточенными параметрами с учетом ксеноновых переходных процессов. В рамках этой модели выявлено два безразмерных критерия (см. уравнения (7), (8)), определяющих качественное поведение реактора.

2. Установлено, что существует единственное физически реализуемое положение равновесия рассмотренной модели реактора с отрицательной мощностной обратной связью, а тип точки равновесия может быть либо устойчивым (неустойчивым) фокусом, либо устойчивым (неустойчивым) узлом, либо центром, либо седлом. Точек равновесия смешанного типа для критического реактора с отрицательной мощностной обратной связью не существует.

3. На координатной плоскости параметров (7), (8) построены области (рис. 4), в которых точки положения равновесия модели реактора принадлежат указанным типам. Область, в которой равновесие реактора является «седлом», построить не удалось. По-видимому, такой области для реактора с отрицательной мощностной обратной связью не существует, что подлежит доказательству.

4. Используя аттестованный программный комплекс «ПРОСТОР», был проведен ряд расчетов колебательных процессов в окрестности равновесия реактора ВВЭР-1000, соответствующего 100% мощности, при разных значениях безразмерных комплексов (7), (8). Оказалось, что типы колебательных процессов, отображенные в виде точек на диаграмме рис. 4, группируются в области, в целом совпадающие с рассчитанными. Проведенный численный эксперимент показал, что полученные комплексы (7), (8) можно использовать для определения типа положения равновесия реактора, устойчив ли реактор к ксеноновым колебаниям мощности. Также были проведены расчеты, которые показали, что точки, соответствующие реальным состояниям 2 блока Калининской АЭС, по типу устойчивости совпадают с тем, что наблюдалось на практике (см. рис. 6).

5. Предложена простая методика, позволяющая по интегральным свойствам активной зоны определить тип точки равновесия реактора.

Литература

1. Рудик А.П. Ксеноновые переходные процессы в ядерных реакторах. – М.: Атомиздат, 1974.
2. Филимонов П.Е. Управление энергораспределением ВВЭР с помощью оффсет-оффсетной диаграммы//Атомная энергия. – 1993. – Т. 73. – Вып. 3. – С. 175-179.
3. Афанасьев А.М., Торлин Б.З. Автоматический регулятор реактора и ксеноновые колебания//Атомная энергия. – 1977. – Т. 43. – Вып. 4. – С. 243-246.
4. Афанасьев А.М., Торлин Б.З. Метод анализа устойчивости высотного поля нейтронов реактора к ксеноновым колебаниям//Атомная энергия. – 1978. – Т. 44. – Вып. 6. – С. 487-491.
5. Горяченко В.Д. Элементы теории колебаний. – Красноярск: КГУ, 1995. – С. 48-69.
6. Богачек Л.Н., Бай В.Ф., Чапаев В.М., Семенов А.А., Выговский С.Б., Страшных В.П., Чернаков В.А., Шумской Б.Е. Опыт использования программного комплекса «ПРОСТОР» в инженерной поддержке эксплуатации Калининской АЭС и перспективы его дальнейшего развития на АЭС с ВВЭР-1000/Материалы 14-ой ежегодной конференции Ядерного общества России. Научное обеспечение безопасного использования ядерных энергетических технологий, 2003.

Поступила в редакцию 29.11.2005

УДК 621.039.516.4

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ МЕТОДОВ И ИНСТРУМЕНТАЛЬНЫХ СРЕДСТВ МОДЕЛИРОВАНИЯ ОТКРЫТОГО И ЗАМКНУТОГО ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ: MESSAGE И DESAE

А.А. Андрианов, Ю.А. Коровин, В.М. Мурогов, Е.В. Федорова,

Г.А. Фесенко

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



В продолжение работ по моделированию сценариев развития атомной энергетики и перспективных топливных циклов проведен сравнительный анализ оптимизационного и имитационного методов на примере программ MESSAGE и DESAE. Выполнены тестовые расчеты для однокомпонентной ядерной энергетики и замкнутого топливного цикла двухкомпонентной ядерной энергетики. Дано описание вспомогательной имитационно-динамической модели, разработанной для уточнения модельных различий MESSAGE и DESAE.

ВВЕДЕНИЕ

Потребность в инструментальных средствах моделирования развивающихся ядерно-энергетических систем на базе традиционных и перспективных топливных циклов вызвана активно разворачивающейся в настоящее время деятельностью по оценке перспектив развития ЯЭ в рамках международного проекта ИНПРО [1].

Экспертами МАГАТЭ совместно с национальными экспертами производится отбор программных средств, разработанных в МАГАТЭ и странах-участницах, которые могли бы быть рекомендованы в качестве инструментов поддержки проекта ИНПРО. В формируемый набор программных средств включены, в частности, программы, способные моделировать сценарии развития ядерных энергетических систем. В настоящее время этот список включает программы COSI, DANESS, DYMOND, DESAE и MESSAGE. Области приложения, для которых программы были изначально разработаны, различаются, как и методы моделирования и степень подробности описания предприятий топливного цикла и связей между ними. Одной из задач, стоящей перед экспертами, является проведение тестовых расчетов по выбранным программам и выработка рекомендаций по их использованию для решения задач в рамках проекта ИНПРО.

В данной работе представлены результаты предварительного этапа сравнения программных комплексов DESAE и MESSAGE, реализующих различные подходы к моделированию ядерного топливного цикла.

© А.А. Андрианов, Ю.А. Коровин, В.М. Мурогов, Е.В. Федорова, Г.А. Фесенко, 2006

ОПИСАНИЕ ИСПОЛЬЗУЕМЫХ МЕТОДОВ МОДЕЛИРОВАНИЯ

Модель MESSAGE

Программный комплекс MESSAGE (Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impacts) широко используется для решения задач энергетического планирования и прогнозирования. Разработан и поддерживается Международным институтом прикладного системного анализа (IIASA) в сотрудничестве с Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ).

MESSAGE предназначен для оценки альтернативных вариантов развития энергетической системы. Результат работы программы – оптимальная структура производства энергии при заданных ограничениях. Критерием оптимизации является минимум приведенных затрат на развитие системы за весь прогнозный период. В зависимости от цели конкретного исследования прогнозный период может быть разбит на расчетные интервалы от одного до нескольких лет. В имеющейся у авторов статьи версии программы максимальное количество расчетных интервалов – 60.

Для поиска оптимальной структуры пользователем создается модель системы с выбранной степенью детализации (описывается набор технологий преобразования энергии и связи между ними), задаются требуемые объемы производства различных видов энергетической продукции и системные ограничения (имеющиеся запасы и прогнозные цены для энергетических ресурсов, сроки и темпы ввода технологий, объемы хранилищ, производство отходов и т.д.).

Программный комплекс позволяет, в частности, описывать специфические особенности работы ядерных энергетических установок и предприятий топливного цикла (например, первую загрузку и последнюю выгрузку активной зоны, различные хранилища и временные задержки топливного цикла).

Подробное описание заложенной в программу MESSAGE методики, ее математической формулировки и пользовательского интерфейса приведено в руководстве для пользователя [2].

Модель DESAE

Модель DESAE (Dynamics of Energy System – Atomic Energy) – имитационная модель, предназначенная для анализа развивающейся ядерной энергетики и перспективных топливных циклов, позволяющая по заданным установленным электрическим мощностям и структуре ядерной энергосистемы рассчитать топливные и изотопные потоки на основных переделах топливного цикла. Помимо пользовательской оболочки программный код содержит базу реакторных данных и набор типичных сценариев развития ЯЭ.

Модель ориентирована на анализ развития ядерной энергетики глобального масштаба, однако моделирование энергосистем с небольшим количеством ядерных энергоблоков также возможно.

Детализация структуры ядерного топливного цикла ограничена заложенной в модель схемой (рис. 1). Расчетный шаг программы – 0.1 год.

Наличие базы данных, содержащей набор физических характеристик реакторов, и возможность графического задания структуры исследуемого варианта ЯЭ позволяет до-

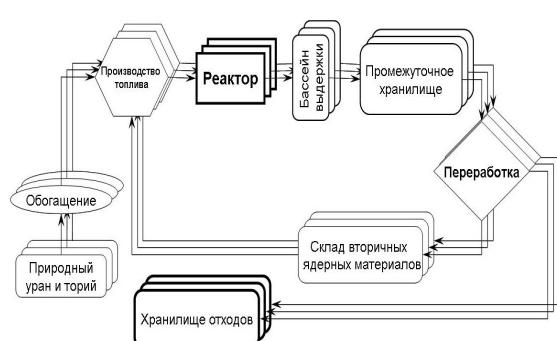


Рис. 1. Структура модели ЯТЦ

стально просто оценивать различные стратегии развития системы при отсутствии системных ограничений. Если же цели исследования предполагают наличие системных ограничений, пользователю необходимо следить за их выполнением, прежде всего, за доступным количеством первичного и вторичного ядерного топлива.

Описание отдельных аспектов заложенной в модель методики, математической формулировки, базы данных и пользовательского интерфейса приведено в руководстве для пользователя [3].

В процессе работы с программой DESAE выяснилось, что руководство для пользователя недостаточно полно описывает допущения модели, например, моделирование хранилищ и связей между ними, движение изотопных потоков на выходе из перерабатывающих заводов [4, 5]. Неполное описание заложенной в программу методики вызвало трудности при интерпретации результатов тестовых расчетов. Чтобы восстановить отсутствующие в описании допущения, связанные с организацией топливного цикла, был разработан и реализован в виде программы вспомогательный динамический подход к моделированию ядерного топливного цикла. Кроме того, вспомогательный подход должен был помочь интерпретировать возможные расхождения в результатах расчетов с использованием DESAE и MESSAGE и указать возможную корректировку исходных данных для их сближения. Следует отметить, что степень детализации модели топливного цикла и допущения вспомогательной модели должны совпадать со степенью детализации и допущениями, принятыми в DESAE и MESSAGE. Вспомогательная модель должна обеспечивать проведение многовариантных расчетов без существенных затрат машинного времени.

Вспомогательный имитационно-динамический подход к моделированию ЯТЦ

Согласно общей методологии построения моделей в рамках системного анализа, необходимо выделить следующие типичные этапы: составление *уравнений связей*, отражающих реальные «физические» ограничения; определение экзогенно задаваемого *критерия качества*, отражающего представления субъекта о том, как должен функционировать объект и в случае необходимости, *замыкающие систему уравнения* [6].

Исходной системой уравнений связей является система (1). Система уравнений представляет в агрегированном дифференциальном виде процесс топливообмена между реакторами в топливном цикле: рост мощностей необходимо обеспечить топливом заданного вида и количества:

$$\left\{ \begin{array}{l} F_1(t) \frac{dN_1^{\text{ввод}}(t)}{dt} + B_1(t)N_1(t) = q_1^{\text{ext}}(t) + q_1^{\text{in}}(N_1(t), N_2(t), \dots, N_n(t)) \\ F_2(t) \frac{dN_2^{\text{ввод}}(t)}{dt} + B_2(t)N_2(t) = q_2^{\text{ext}}(t) + q_2^{\text{in}}(N_1(t), N_2(t), \dots, N_n(t)) \\ \dots \\ F_N(t) \frac{dN_N^{\text{ввод}}(t)}{dt} + B_N(t)N_N(t) = q_N^{\text{ext}}(t) + q_N^{\text{in}}(N_1(t), N_2(t), \dots, N_n(t)) \end{array} \right. \quad (1)$$

Зависимость характеристик реакторов от времени учитывает возможное усовершенствование технологий. Отметим, что необходимо различать мощности $N_p(t)$, $N_p^{\text{ввод}}(t)$, $N_p^{\text{вывод}}(t)$ – установленная, полная введенная и выведенная мощность реакторов соответственно. Указанные величины связаны следующими соотношениями:

$$N_p(t) = N_p^{\text{ввод}}(t) - N_p^{\text{вывод}}(t), \quad (2a)$$

$$N_p^{\text{вывод}}(t) = N_p^{\text{ввод}}(t - T_{\text{экс}}), \quad (26)$$

$$N_p^{\text{вывод}}(t) = \sum_{i=1}^{\left[\frac{t}{T} \right]} N_p(t - iT_{\text{экс}}), \quad (2b)$$

где [a] – целая часть числа.

Величина $q_i^{\text{ext}}(t)$ определяет расход запаса топлива. На эту переменную могут быть наложены определенные ограничения в зависимости от постановки конкретной задачи.

Расход вторичного ядерного топлива представим в следующем общем виде:

$$q_i^{\text{in}}(N_1(t), N_2(t), \dots, N_n(t)) = \hat{f}(q^{\text{out}}(t)), \quad (3)$$

где оператор $\hat{f}(\cdot)$ описывает особенности организации топливного цикла. Вид оператора определяется в каждом частном случае постановкой конкретной задачи и типом анализируемого топливного цикла.

В зависимости от способа замыкания уравнений связей и задания критерия качества модель может быть использована для решения различного класса задач, например, имитационное моделирование – расчет по заданной структуре энергетики показателей развивающейся ЯЭ. В этом случае модель становится аналогичной модели DESAE.

РЕЗУЛЬТАТЫ

Сопоставление техники моделирования и исходных расчетных данных

Исходные расчетные данные

Для проведения сравнительных расчетов по описанным ниже расчетным схемам использовались следующие категории исходных данных (табл. 1).

Сопоставление исходных данных показывает, что существуют различия в описании системных характеристик и характеристик конкретных технологий.

Численные значения для приведенных в таблице данных были взяты из базы данных модели DESAE и с помощью известных соотношений между физическими характеристиками ядерных реакторов переведены в формат исходных данных для MESSAGE.

Сравнительный анализ результатов расчетов



Следует отметить, что приводимые ниже результаты относятся к расчетам характеристик материального баланса. Сравнение расчетов используемых в MESSAGE и DESAE экономических показателей выходит за рамки данного исследования.

Однокомпонентная ядерная энергетика с открытым топливным циклом

В качестве начального этапа сравнительного анализа DESAE и MESSAGE по обеим программам были рассчитаны материальные потоки открытого топливного цикла (рис. 2).

Рассматривались два сценария развития ЯЭС: линейный рост от 0 до 2000 ГВт за 50 лет – пример ЯЭС глобального масштаба и вариант «поблочного строительства» с темпом 10 ГВт каждые 20 лет (рис. 3). Первый сценарий типичен для DESAE (непрерывное изменение мощностей), второй – для MESSAGE (ступенчатый ввод мощностей).

Рис. 2. Схема ОЯТЦ

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Таблица 1

Сводная таблица исходных данных

Исходные данные	MESSAGE	DESAE
Требования к ядерно-энергетической системе	обеспечить производство заданных объемов электроэнергии (МВт год);	обеспечить заданные темпы роста энергосистемы, суммарные и по типам реакторов (ГВт(э));
Описание ресурсов	<ul style="list-style-type: none"> • объемы различных категорий запасов природного урана (кт); • цены различных категорий запасов природного урана, изменение во времени цен на природный уран (\$/т); 	изменение во времени цен на природный уран (\$/кг)
Описание ядерных реакторов	<ul style="list-style-type: none"> • время строительства (год); • первая загрузка (т ТМ); • к.п.д. (доли); • КИУМ (доли); • масса топлива, выгружаемого из отработавшей активной зоны (т ТМ); • ежегодная перегрузка (кт/МВт год); 	<ul style="list-style-type: none"> • время строительства (год) • первая загрузка (т ТМ) • к.п.д. (доли) • КИУМ (доли) • масса топлива, выгружаемого из отработавшей активной зоны (т ТМ) • начальное обогащение топлива (%) • содержание ^{235}U в равновесной загрузке • глубина выгорания (ГВт(т) год/т) • содержание ^{235}U в отвальном уране (%)
Описание перерабатывающих технологий	<ul style="list-style-type: none"> • время строительства (год) • потери (доли) • затраты на переработку и строительство (\$/т) • различного рода технологические ограничения 	<ul style="list-style-type: none"> • мощности (т/год) • затраты на переработку (\$/т)
Описание хранилища	<ul style="list-style-type: none"> • объемы хранилищ (т) • затраты на строительство (\$/т) • затраты на хранение (\$/т год) • время хранения (год) 	<ul style="list-style-type: none"> • время заполнения для пристанционных хранилищ (год) • объемы для долговременных хранилищ (т) • затраты на хранение для долговременных хранилищ (\$/кг)

В случае линейного роста мощностей ввод исходных данных совпадает с точностью до расчетного шага программ (1 год для MESSAGE и 0.1 год для DESAE).

Сценарий «поблочного строительства» иллюстрирует различие DESAE и MESSAGE в моделировании ввода установки в эксплуатацию (рис. 3). В модели MESSAGE предполагается, что выработка электроэнергии в полном объеме возможна сразу по завершении строительства энергоблока. В DESAE моделирование скачкообразного изменения мощности не предусмотрено, т.е. обязательным условием является постепенное наращивание энергопроизводства перед выработкой электроэнергии в полном объеме. Вспомогательная модель позволяет воспроизвести оба варианта ввода установки в эксплуатацию.

По сопоставляемым моделям был рассчитан годовой расход природного урана для

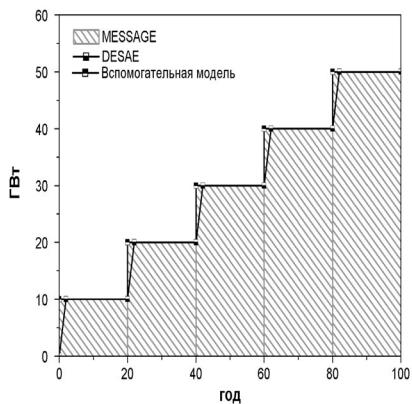


Рис. 3. Сценарий «поблочного строительства»

линейного и ступенчатого ввода мощностей.

Расход природного урана, рассчитанный по программе DESAE для линейного ввода мощностей, оказался выше результата, полученного по программе MESSAGE. Причина расхождения заключается в несовпадении расчетного шага программ и, следовательно, различии в аппроксимации линейного роста мощностей ЯЭС. Большее количество введенных установок и соответствующее увеличение объемов первичных загрузок и ежегодного расхода топлива приводят к более высокому значению расхода урана, рассчитанного по программе DESAE. Расчет расхода природного урана, выполненный с помощью вспомогательной модели, совпадает с результатом DESAE при расчетном шаге 0.1 год и с результатом MESSAGE при расчетном шаге 1 год.

При проведении расчетов для сценария «поблочного строительства» установок выявилось отличие моделей в способе учета первичной загрузки топлива в реактор. В модели MESSAGE она учитывается как добавка к ежегодной подпитке на первом интервале эксплуатации установки, в модели DESAE – на этапе наращивания мощностей.

Следует отметить, что в модели MESSAGE расчетный интервал составляет целое число лет (в рассматриваемом сценарии длина расчетного интервала – 20 лет (рис. 4)). Если расчетный интервал больше 1 года, ежегодные значения рассчитанных материальных потоков интерпретируются как среднегодовые величины для каждого года расчетного интервала. Для сравнения приведены также расчеты потребления урана по модели MESSAGE без учета первичных загрузок.

Пики на рис. 4 соответствуют первичным загрузкам в активные зоны реакторов, рассчитанным по модели DESAE. Величина первичной загрузки определяется по высоте пика, отсчитываемого от участка плато, лежащего справа от него. Годовая подпитка определяется величиной плато.

Несмотря на различие в моделировании первой загрузки, полное потребление урана в сценарии «поблочного строительства» сохраняется. Выводы сделаны на основе сравнения результатов расчетов по сопоставляемым программам и вспомогательной модели (те же различия относятся и к описанию выгрузок топлива из активных зон реакторов, выводимых из эксплуатации).

На рис. 5 приведены результаты расчетов накопления отработавшего ядерного топлива в пристанционных и долговременных хранилищах для ступенчатого ввода мощностей. Результаты расчетов по DESAE для линейного ввода мощностей, воспроизведенные с помощью вспомогательной модели с шагом 1 год, совпадающим с расчетным шагом MESSAGE, полностью совпадают с результатами расчетов по MESSAGE. Небольшое расхождение результатов расчета накопления ОЯТ в бассейнах выдержки для ступенчатого ввода мощностей

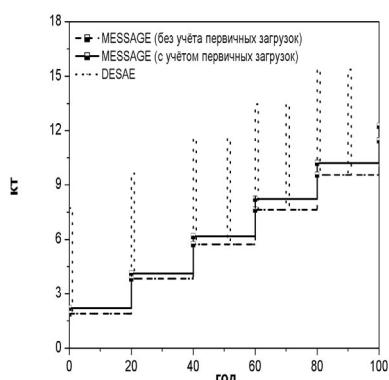


Рис. 4. Расход природного урана для ступенчатого ввода мощностей

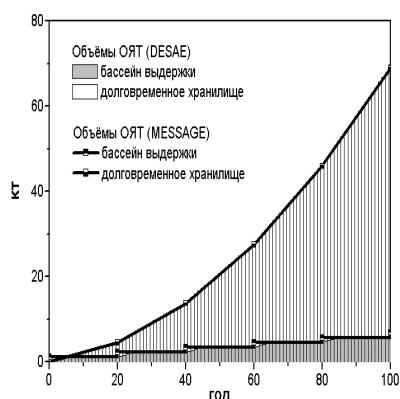


Рис. 5. Накопление топлива в хранилищах (сценарий «поблочного строительства»)

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

объясняется описанным выше различием моделирования первых загрузок и последних выгрузок из активных зон реакторов.

Двухкомпонентная ядерная энергетика без расширенного воспроизводства топлива

Для тестирования расчетов материальных потоков в замкнутом топливном цикле была выбрана модель двухкомпонентной ЯЭ на тепловых и быстрых реакторах без расширенного воспроизводства делящихся топливных материалов (КВ~1) (рис. 6).

Тестовая задача формулировалась следующим образом: найти структуру ЯЭ с долей быстрых реакторов, обеспечивающей полное потребление плутония, выделенного из переработанного ОЯТ (без начального запаса плутония на складе).

С точки зрения моделирования выполнение условия нулевого баланса плутония на складе является внешним системным ограничением.

Как отмечалось выше, в DESAE, в отличие от MESSAGE, соблюдение системных ограничений не выполняется автоматически. Поиск решения, удовлетворяющего системному ограничению, осуществляется выполнением серии итеративных расчетов. Длительность процедуры определяется требуемой точностью решения и опытом пользователя.

Поскольку в MESSAGE заданные системные ограничения выполняются автоматически в процессе поиска оптимального решения, требуемая структура ЯЭС была рассчитана сначала по программе MESSAGE и с помощью вспомогательной модели [7]. Полученный сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС был введен в качестве исходных данных в программу DESAE (рис. 7).

Расчет количества складируемого плутония, выполненный по модели DESAE, представлен на рис. 8. Как отмечалось выше, в DESAE предусмотрен преимущественно графический способ ввода исходной информации о структуре ЯЭС. В имеющейся у авторов статьи версии программы количество точек, которые могут быть введены в виде табличных значений, ограничено. На интервале, соответствующем точному пе-

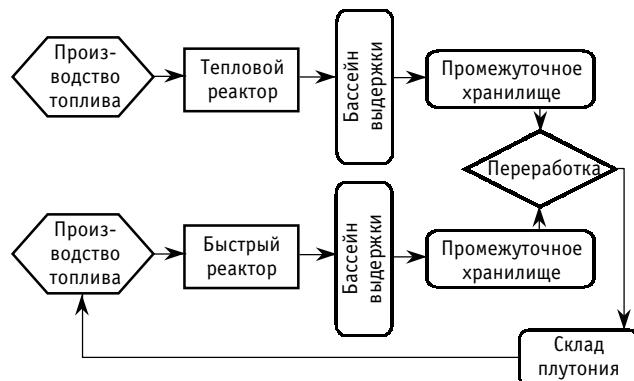


Рис. 6. Схема ЗЯТЦ

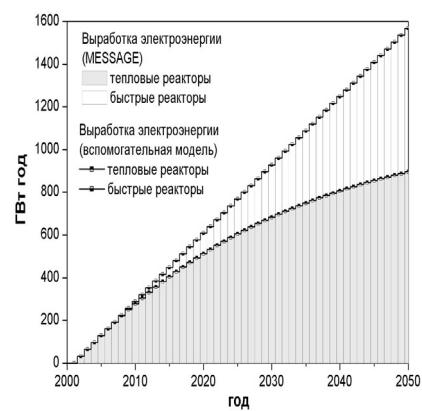


Рис. 7. Структура двухкомпонентной ЯЭ, рассчитанная по MESSAGE и вспомогательной модели

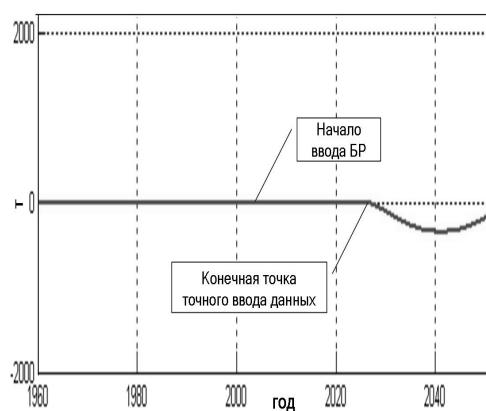


Рис. 8. Количество складируемого плутония, рассчитанное по DESAE

репонсусу данных о структуре ЯЭС из MESSAGE в DESAE (от начальной точки до конечной точки точного ввода данных на рис. 8), получен точный нулевой баланс плутония в системе. Некоторое отклонение от нулевого уровня на остальном временном отрезке расчетного интервала соответствует итеративному поиску решения, удовлетворяющего заданному системному ограничению.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В представленной работе проведен сравнительный анализ приложения оптимизационного и имитационного методов в области прогнозирования развития ЯЭС на примере программных комплексов MESSAGE и DESAE.

Разработанная вспомогательная имитационно-динамическая модель позволила уточнить особенности моделирования элементов топливного цикла с помощью программного комплекса DESAE, не описанные в руководстве для пользователя.

Проведенные тестовые расчеты продемонстрировали хорошее совпадение результатов моделирования открытого и замкнутого топливных циклов с использованием программных комплексов, реализующих имитационный (DESAE) и оптимизационный (MESSAGE) подходы.

Анализ результатов тестовых расчетов, понимание достоинств и недостатков сравниваемых методов и приобретенный опыт работы с программами позволяют говорить о возможности взаимодополняющего использования программных комплексов MESSAGE и DESAE для решения широкого круга задач средне- и долгосрочного планирования и прогнозирования развития ЯЭ. Например, в полученную с помощью DESAE структуру ЯЭ могут быть внесены рассчитанные с использованием MESSAGE изменения и уточнения в соответствии с наложенными системными ограничениями. Анализ оптимального решения на чувствительность поможет определить, в частности, допустимые пределы изменения экономических характеристик ЯЭС.

Литература

1. Methodology for the assessment of innovative nuclear reactors and fuel cycles. Report of Phase 1B (first part) of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO). IAEA-TECDOC-1434, IAEA, December 2004 – P.182.
2. MESSAGE. User Manual. Draft. October 2003.
3. Давиденко В.Д., Субботин С.А., Цибульский В.Ф. Моделирование динамики энергетической системы. Программы DESAE и DES_UNK/Международная конф. ENERGY_STRAT'2004. – М., 2004.
4. Fesenko G., Andrianov A., Korovin Yu.A., Fedorova E. The experience on application of DESAE code. Consultancy meeting on Energy Modeling Tools as Integral Part of IAEA Toolbox for INPRO Methodology 18-20 May 2005. IAEA Headquarters, Vienna, Austria.
5. Fedorova E., Fesenko G. DESAE and MESSAGE for Nuclear Fuel Cycle Modeling. Consultancy meeting on Energy Modeling Tools as Integral Part of IAEA Toolbox for INPRO Methodology 18-20 May 2005. IAEA Headquarters, Vienna, Austria.
6. Мусеев Н.Н. Математические задачи системного анализа. – М.: Наука, 1981. – С. 486.
7. Андрианов А.А. О нулевом балансе плутония в двухкомпонентной ядерной энергетике: Тез. конф. «Безопасность АЭС и подготовка кадров – 2005». – Обнинск: ИАТЭ, 2005. – С. 72-75.

Поступила в редакцию 4.04.2006

ОПТИМИЗАЦИЯ ПЕРЕХОДА К ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ ПО КРИТЕРИЮ МИНИМИЗАЦИИ ПОДВЕРЖЕННОСТИ РИСКУ РАСПРОСТРАНЕНИЯ ПЛУТОНИЯ

А.А. Андрианов, Г.А. Фесенко

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



В работе оптимизирована структура двухкомпонентной мировой атомной энергетики по критерию минимизации подверженности риску распространения плутония. Акцент сделан на анализ трансформации структуры энергетики при переходе от современного ее состояния с доминирующей долей тепловых реакторов и тенденции к накоплению плутония до установившегося этапа развития двухкомпонентной атомной энергетики с тепловым и быстрыми реакторами и отсутствием плутония во внешнем топливном цикле. Рассчитано значение фактора подверженности риску для различных способов организации цикла и путей обращения с накопленным на начальном этапе развития атомной энергетики плутонием. Оценено влияние внешних факторов на подверженность риску распространения плутония в развивающейся ядерно-энергетической системе.

ВВЕДЕНИЕ

Потенциальная опасность использования делящихся материалов в террористических целях в настоящее время широко обсуждаемая проблема атомной энергетики. Возможное несанкционированное распространение делящихся материалов рассматривается как серьезное препятствие на пути ее крупномасштабного развития [1,2].

Как показано в многочисленных работах оценка топливного цикла по критерию нераспространения зависит от конкретных особенностей организации и общей стратегии обращения с делящимися материалами в топливном цикле, на что оказывают непосредственное влияние разнообразные национальные, региональные и глобальные факторы. Учет всевозможных ограничений играет также определяющую роль и в процессе оценки потенциала инновационных технологий по фактору нераспространения в общесистемном контексте.

Один из возможных подходов количественной оценки фактора нераспространения с учетом вышеперечисленных обстоятельств был предложен в работах [3,4] и дальнейшее развитие получил в исследованиях Р. Краковски [5, 6], где оформлен в концепции «*подверженность риску распространения*».

© А.А. Андрианов, Г.А. Фесенко, 2006

МЕТОДОЛОГИЯ И ПАРАМЕТРЫ РАСЧЕТОВ

Подверженность риску распространения

Подверженность риску распространения в концепции Р. Краковски связана с количеством и видом плутония на различных стадиях топливного цикла. Форма плутония определяет степень его привлекательности и доступности с точки зрения возможного несанкционированного использования. Суммирование на всем рассматриваемом временном интервале дает интегральную меру уязвимости топливного цикла к диверсии – так называемый *индекс риска распространения* [5]

$$PRI(t) = \int_0^t \sum_{i=\text{переделы}}^{\text{топливного цикла}} \text{количество плутония } (t)_i \cdot \text{степень привлекательности}_i$$

Безусловно описанный подход к учету фактора нераспространения является упрощенным и не учитывает такие аспекты проблемы как возможная угроза от террористической атаки, сговора или тайного переключения и др. [7]. Однако, как показал опыт применения подхода, он позволяет выявить ряд проблем и наметить пути их решения. В частности, из исследований, проведенных в рамках концепции, следуют выводы о целесообразности эффективной утилизации избытков плутония и стабилизации темпов его накопления, о недопущении аккумулирования в выделенном виде делящихся материалов, и возможности повышения устойчивости к распространению за счет технических усовершенствований [5, 6, 10]. Тем самым подход дает возможность сопоставлять различные сценарии развития атомной энергетики как системы, оценивать привлекательность различных технологий и технологических процессов обращения с делящимися материалами в общесистемном контексте. Не вызывает сомнения, что и в независимости от необходимости анализа всевозможных угроз и конкретных сценариев, по которым могут развиваться нежелательные события, рассмотрение вышеперечисленных аспектов представляет самостоятельный интерес [8]. Следует также отметить, что подход, по сути, является прообразом учета фактора нераспространения по средствам осуществления гарантий агентства.

Обращение к подобным, отчасти, эвристическим приемам продиктована объективными трудностями формализации задачи оценки риска распространения. К их числу можно отнести отсутствие понятия приемлемого риска по фактору нераспространения, недостаток представительной статистики, что не позволяет оценить вероятности нежелательных событий, трудности учета политических и социальных факторов, которые играют немаловажную роль в проблеме нераспространения.

Разработанные к настоящему времени модели оценки подверженности риску распространения носят имитационный характер [5, 9, 10]. Круг вопросов, который оказался вне рамок этих моделей достаточно широк. В частности, не рассмотрен процесс перехода на стационарное или равновесное в перспективе развитие атомной энергетики, которое предполагается в этих моделях, с анализом трансформации структуры энергетики и вопросов утилизации запасов плутония на начальном этапе. Оказывается невозможным оптимизировать структуру многокомпонентной атомной энергетики с учетом системных ограничений по критерию нераспространения, приняв во внимание иные факторы. Как результат, оценка потенциала инновационной технологии в национальном, региональном и глобальном контексте становится невозможной. Это приводит к необходимости имплантации подхода в динамические оптимизационные модели.

Модель замкнутого топливного цикла двухкомпонентной атомной энергетики

Агрегированная схема замкнутого по плутонию ядерного топливного цикла двухкомпонентной атомной энергетики изображена на рис.1. Накопленный на ранних этапах развития атомной энергетики плутоний либо плутоний, содержащийся в облученном топливе тепловых реакторов, может быть использован в качестве стартовых загрузок быстрых реакторов. После запуска установки могут функционировать в режиме самообеспечения по топливу без накопления во внешнем топливном цикле избытка плутония.

Рис.1. Схема движения топлива в модели

Для проведения многовариантных динамических оптимизационных расчетов использованы модули пакета энергетического планирования MESSAGE*. Пакет основан на методах линейного программирования и позволяет осуществить детальный учет структуры и организации топливного цикла.

Для решения задачи была построена MESSAGE-модель топливного цикла двухкомпонентной атомной энергетики. В модель были включены основные элементы топливного цикла, важные с позиций нераспространения (рис.1): хранилища отработавшего ядерного топлива тепловых и быстрых реакторов, хранилище выделенного плутония, перерабатывающие и производящие урановое и МОХ-топливо технологии. Учтены необходимые временные задержки, объемы накопившегося выделенного плутония, объемы отработавшего ядерного топлива и предыстория ввода тепловых реакторов в структуру мировой энергетики, определяющие совместно с ростом спроса на атомную энергию, потребности в вводе новых мощностей.

Ниже рассмотрен ряд сценариев роста спроса на атомную энергию в диапазоне от 1 до 3%/г. Предыстория ввода тепловых реакторов взята из [11], запасы природного урана из [12]. Складские запасы плутония и отработавшего ядерного топлива в промежуточном хранилище приняты равными соответственно 160 т и 100 кт [5].

Технические характеристики реакторов приведены в табл. 1. Степень привлекательности плутония на основных переделах топливного цикла взята из [10], ее расчет осуществлен на основе экспертных оценок обработанных по методу Т. Саати.

Интервал прогнозирования – сорок лет. В качестве базового расчетного года принят 2000 год.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Динамика изменения структуры энергетики

Полная установленная мощность тепловых и быстрых реакторов, введенных в структуру энергетики на рассмотренном временном интервале для пессимистического, умеренного и оптимистического сценария развития энергетики с темпами роста системы соответственно равными 1, 2 и 3%/г, изображена на рис.2. Характерная черта всех сценариев – интенсивный ввод быстрых реакторов на на-

*Инструмент энергетического планирования MESSAGE разработан Институтом прикладного системного анализа (IIASA). В настоящее время распространяется МАГАТЭ и входит в состав набора инструментов поддержки проекта ИНПРО.

Таблица 1

Технические характеристики реакторов

Характеристики	Быстрый реактор	Тепловой реактор
Первичная загрузка, т/ГВт	50	70
Перегрузка, т/ГВт год	10	23
Время внешнего цикла, лет	5	5
Содержание делящегося плутония в свежем топливе	0.1	0
Содержание плутония в выгоревшем топливе	0.1	0.01
Время эксплуатации, лет	50	50

чальном этапе, и в перспективе возобновление ввода тепловых реакторов.

Ввод быстрых реакторов в структуру мировой атомной энергетики говорит о нецелесообразности существующей в настоящий момент практике промежуточного хранения потенциально опасных делящихся материалов. Последовательность потребления плутония быстрыми реакторами следующая: в первую очередь потребляется наиболее опасная форма плутония – выделенный плутоний, затем плутоний из отработавшего топлива тепловых реакторов, наработанный на начальном этапе развития атомной энергетики, с компенсацией недостатка в плутонии за счет переработки складируемого отработавшего топлива тепловых и быстрых реакторов. В результате, например, для умеренного сценария развития складские запасы выделенного плутония расходуются за 5 лет, плутония из отработавшего топлива тепловых реакторов – за 14 лет.

Перерабатывать отработавшее топливо быстрых реакторов на рассмотренном интервале времени оказывается целесообразным после 2018 г., вслед за этим происходит переход на самообеспечение по топливу – быстрые реакторы прекращают работать в режиме выжигания плутония и начинается саморазвитие этой технологии. В силу инерционности процесса топливообмена в цикле и необходимости утилизировать плутоний, в хранилищах отработавшего топлива реакторов на начальном этапе накапливается отработавшее топливо. Объемы облученного топлива, к примеру, для умеренного сценария развития атомной энергетики не превышают величины в 60 кт для тепловых реакторов и 7 кт для быстрых реакторов, при этом во внешнем топливном цикле ядерно-энергетической системы отсутствует выделенный в чистом виде плутоний. Говорить о достижении баланса плутония во внешнем топливном цикле – балансе наработки и необратимого потребления

плутония можно после 2025 г., когда все накопленное на переходном этапе облученное топливо тепловых и быстрых реакторов переработано.

Анализ показал, что порядок использования плутония в быстрых реакторах различен и диктуется задачами каждого этапа. Так задача первоначального этапа – утилизация накопленного плутония и формирование структуры, обеспечивающей в перспективе устойчивое к распространению плутония развитие атомной энергетики, структуры, в которой осуществляется баланс наработки и необратимого потребления плутония.

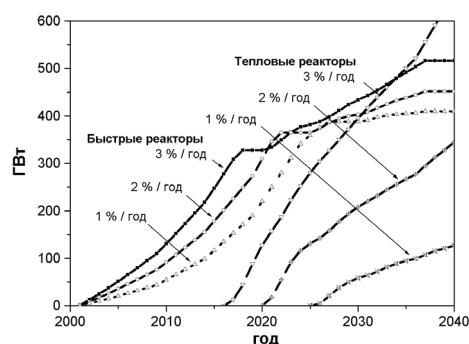


Рис.2. Полная установленная мощность вновь вводимых тепловых и быстрых реакторов

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

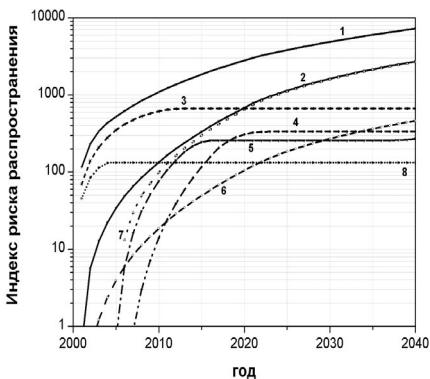


Рис. 3. Изменение индекса риска распространения во времени на различных переделах ЯТЦ: 1 – в целом по ЯТЦ, 2 – производство МОХ-топлива, 3 – хранение накопленного ОЯТ, 4 – хранение ОЯТ БР, 5 – хранение ОЯТ ТР, 6 – облучение в БР, 7 – переработка ОЯТ, 8 – хранение накопленного плутония

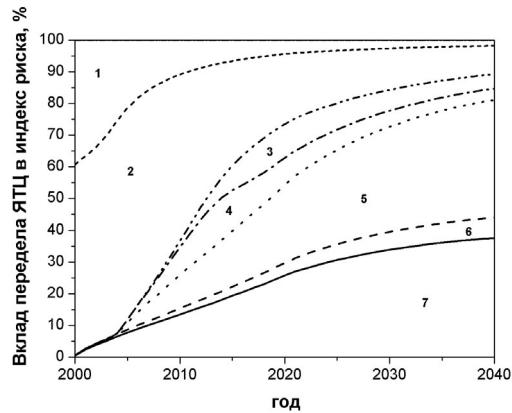


Рис. 4. Вклад основных переделов в подверженность риску: 1 – хранение накопленного плутония, 2 – хранение накопленного ОЯТ, 3 – хранение ОЯТ БР, 4 – хранение ОЯТ ТР, 5 – переработка ОЯТ, 6 – облучение в БР, 7 – производство МОХ-топлива

Динамика изменения подверженности риску в топливном цикле

Рассмотрим более подробно умеренный сценарий развития мировой атомной энергетики. На рис.3 в логарифмической шкале представлена динамика изменения во времени фактора подверженности риску распространения плутония на различных переделах топливного цикла. Относительный вклад каждого этапа в интегральную подверженность риску изображен на рис. 4.

Подверженность риску от различных переделов топливного цикла изменяется в процессе развития атомной энергетики. Так, на начальном этапе, очевидно, основной вклад вносит накопленный выделенный плутоний и плутоний в отработавшем топливе тепловых реакторов. На конечном этапе доминирующий вклад дает производство и переработка топлива (рис. 4). Стабилизация индекса риска распространения (кривая 3,4,5,8 на рис. 3) после некоторого роста на переходном этапе говорит об исчезновении риска на соответствующем переделе топливного цикла, вследствие утраты причины угрозы – плутония на этом звене цикла.

Итак, замкнутый топливный цикл двухкомпонентной структуры атомной энергетики имеет принципиальное преимущество перед открытым топливным циклом, во-первых, в силу того, что именно в замкнутом цикле возможно осуществить баланс плутония. Во-вторых, возможность изменять соотношение мощностей тепловых и быстрых реакторов позволяет решать как текущие, так и перспективные проблемы атомной энергетики, повысив интегральную устойчивость топливного цикла к распространению плутония.

Влияние внешних факторов на подверженность риску распространения плутония

В этом разделе приведены результаты многовариантных оптимизационных расчетов фактора подверженности риску для различных способов организации цикла и путей обращения с накопленным плутонием при изменении внешних условий развития атомной энергетики. Ниже рассмотрено влияние (1) фактора масштаба атомной энергетики, (2) момента ввода быстрых реакторов и (3) времени эксплуатации тепловых реакторов на подверженность риску распространения.

Влияние фактора масштаба атомной энергетики

Необходимость развития атомной энергетики ставит задачу придания топлив-

ному циклу такой структуры, при которой масштаб не сказывался существенно на риске распространения. В рамках этой проблемы принципиально важным оказывается вопрос о влиянии масштаба энергетики на риск распространения в зависимости от способов организации цикла и выбора стратегии обращения с делящимися материалами в цикле.

Для сравнения были проведены расчеты подверженности риску для открытого топливного цикла однокомпонентной энергетики с долговременным и промежуточным хранением отработавшего топлива и двухкомпонентной энергетики с замкнутым по плутонию топливным циклом (рис. 5). Для оценки по этому критерию открытого цикла с долговременным захоронением отработавшего топлива было принято, что топливо после трехлетней выдержки в промежуточном хранилище переводится в форму с нулевой подверженностью риску. Это относится и к накапленному плутонию, который в первом возможном году переводится в форму с нулевой подверженностью риску.

Анализ показал, что увеличение темпов роста атомной энергетики с 1 до 3% приводит к увеличению подверженности риску распространения плутония на 8% в замкнутом цикле, на 12% в открытом цикле с промежуточным хранением отработавшего топлива и на 45% в открытом цикле с долговременным хранением отработавшего топлива (рис. 5 и 6).

Итак, в двухкомпонентной атомной энергетике с замкнутым по плутонию топливным циклом фактор масштаба в меньшей степени оказывает влияние на величину подверженности риску распространения плутония, по сравнению с открытым топливным циклом, как с промежуточным, так и долговременным хранением топливных делящихся материалов.

Влияние запаздывания ввода быстрых реакторов

В предыдущих пунктах были выявлены преимущества развития двухкомпонентной атомной энергетики с быстрыми реакторами и замкнутым по плутонию топливным циклом. Естественно возникает вопрос, если переход к замкнутому циклу оказывается целесообразным, то к чему ведет отсрочка ввода быстрых реакторов?

На рис. 7 представлено значение индекса риска распространения в зависимости от момента перехода к двухкомпонентной атомной энергетике. Для сравнения на рисунке изображена величина индекса риска распространения для открытого цикла с промежуточным и долгосрочным хранением отработавшего ядерного топлива. Анализ показывает, что задержка ввода быстрых реакторов приводит

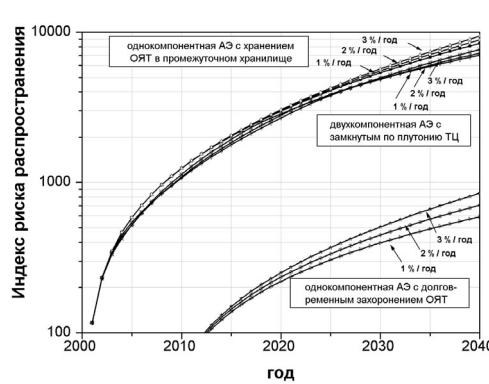


Рис. 5. Изменение индекса риска распространения во времени для различных сценариев развития АЭ и способов обращения с делящимися материалами

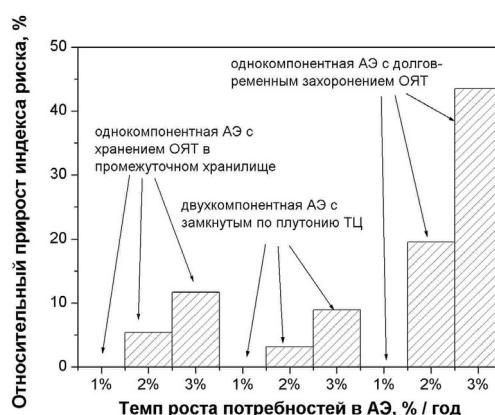


Рис. 6. Относительный прирост индекса риска распространения для различных сценариев развития АЭ и способов обращения с делящимися материалами

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

к возрастанию подверженности риску и к возрастанию темпов ввода быстрых реакторов, необходимых для заметного снижения подверженности риску. Так, например, отсрочка их ввода на 20 лет приводит к росту индекса распространения на 20%.

Таким образом, запаздывание по времени перехода к двухкомпонентной атомной энергетике приводит к возрастанию подверженности риску распространения плутония и необходимости более высокого темпа ввода быстрых реакторов.

Влияние времени эксплуатации тепловых реакторов

Проведенный анализ показал, что на структуру атомной энергетики, в рамках подхода Krakowscy накладываются следующие требования: необходимость эффектной и быстрой утилизации плутония на начальном этапе и соблюдения баланса плутония в перспективе. Очевидно, что любое нарушение этих требований приведет к возрастанию подверженности риску распространения.

Ситуация изменится, если при изменении внешних факторов перестраивать структуру атомной энергетики в согласии с концепцией «подверженность риску». Проиллюстрируем это на примере влиянии времени эксплуатации тепловых реакторов.

Индекс риска распространения в зависимости от времени эксплуатации тепловых реакторов представлен на рис. 8. Повышение в соответствии с подходом Krakowscy доли быстрых реакторов, например, путем интенсификации их ввода вследствие вывода из эксплуатации тепловых реакторов на десятилетие раньше, приводит к снижению индекса риска по сравнению с базовым вариантом на 5%. Причина снижения – форсирование утилизации и установления баланса по плутонию. В случае увеличения времени эксплуатации тепловых реакторов индекс риска растет по сравнению с базовым сценарием на 10% – процесс установления баланса по плутонию затягивается.

Следует отметить, что на указанные процессы непосредственное влияние оказывают условия совместного развития двух различных технологий: предыстория развития атомной энергетики и сложившиеся общесистемные ограничения. Тот факт, что варьированием вводимых мощностей быстрых реакторов можно эффективно управлять топливообменом в структуре энергетики, и как следствие – снижать подверженность риску распространения на различных переделах топливного цикла, говорит о гибкости и адаптивности двухкомпонентной системы атомной энергетики к всевозможным внешним изменениям в условиях ее развития.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе показано, что форсирование перехода к двухкомпонентной атомной энергетике и формирование определенной ее структуры уменьшает подверженность риску распространения плутония по сравнению с однокомпонентной атомной энергетикой, делает этот фактор нечувствительным к масштабу атомной энергетики и тем самым создает возможность для ее крупномасштабного развития.



Рис.7. Индекс риска распространения в зависимости от момента перехода к двухкомпонентной АЭ: 1 – однокомпонентная АЭ с промежуточным хранением ОЯТ, 2 – двухкомпонентная АЭ с замкнутым по плутонию топливным циклом, 3 – однокомпонентная АЭ с долговременным хранением ОЯТ

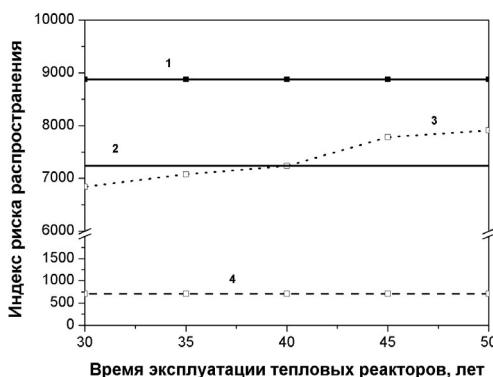


Рис. 8. Индекс риска распространения в зависимости от времени эксплуатации тепловых реакторов: 1 – однокомпонентная АЭ с промежуточным хранением ОЯТ, 2 – двухкомпонентная АЭ с замкнутым по плутонию топливным циклом (базовый вариант), 3 – двухкомпонентная АЭ с замкнутым по плутонию топливным циклом (вариантные расчеты), 4 – однокомпонентная АЭ с долговременным хранением ОЯТ

внимание фактор нераспространения, тем самым способствовать повышению устойчивости атомной энергетики к возможному несанкционированному распространению ядерных делящихся материалов.

Литература

1. Gary T. Gardner. Nuclear Nonproliferation, London, 1994.
2. Pshakin G.M. et.al. Nuclear nonproliferation. – Moscow Physics and Engineering Institute, 2004.
3. Heising C.D., Saragossi I., and Sharafip. A Comparative Assessment of the Economics and Proliferation Resistance of Advanced Nuclear Fuel Cycles//Energy. –1980. – 5. – 1131.
4. Silvennoinen P. Nuclear Fuel Cycle Optimization: Methods and Modelling Techniques. – New York: Pergamon Press, 1982.
5. Krakowski R.A., Bathke C.G. Reduction of Worldwide plutonium inventories Using Conventional Reactors and Advance Fuels: A Systems Study. LA-UR-97-2809, 1997.
6. Krakowski R.A., Davidson J.W., Bathke C.G., Arthur E.D. and Wagner R.L., Jr. «Global Economics/Energy/Environmental (E3) Modeling of Long-Term Nuclear Energy Futures» GLOBAL 97 International Conference on Future Nuclear Systems (Yokohama, Japan, October 5-10, 1997).
7. Гераскин Н.И., Савандер В.И. Критерии безопасности, оценка эффективности и риска в задачах физической защиты ядерно опасных объектов, учета и контроля ядерных материалов. – М.: МИФИ, 2002.
8. Дмитриев. А.М. Проблемы обращения с плутонием. – М.: МИФИ, 2000.
9. Поплавский В.М., Усанов В.И., Чебесков А.Н. Коробейников В.В., Тихомиров Б.Б., Югай С.В. Оценка эффективности мер по снижению риска распространения делящихся материалов на основе моделей системного анализа//Атомная энергия. – 2001. – Т. 91. – Вып. 5. – С. 353-362.
10. Коробейников В.В., Тихомиров Б.Б., Чебесков А.Н. Сравнительный анализ риска распространения в открытом и замкнутом ядерных циклах/IX Международная конф. «Безопасность АЭС и подготовка кадров». – Обнинск: ИАТЭ, 2005. – С. 16-17.
11. The World Nuclear Industry Status Report 2004. Brussels. December 2004.
12. Uranium 2003. Resources, Production, and Demand., NEA OECD, IAEA. No.5291, Paris. 2004.
13. MESSAGE. User Manual. Draft. October 2003.

Задачи, которые эффективно позволяют решить быстрые реакторы в структуре атомной энергетики, различны на разных этапах развития этой системы. Задача первоначального этапа – утилизация запасов плутония и формирование структуры энергетики, обеспечивающей в перспективе устойчивое к распространению ее развитие – структуры, в которой осуществляется баланс наработки и необратимого потребления плутония.

Несмотря на упрощенный характер учета фактора нераспространения в подходе Krakowski, разумное использование его сильных сторон позволяет рассмотреть достаточно широкий круг задач краткосрочного планирования и долгосрочного прогнозирования развития атомной энергетики, приняв во

Поступила в редакцию 20.03.2006

РАЗГЕРМЕТИЗАЦИЯ ОБОЛОЧКИ ТВЭЛА БЫСТРОГО РЕАКТОРА С ВЫХОДОМ ГАЗООБРАЗНЫХ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ В НАТРИЙ

А.В. Волков, И.А. Кузнецов

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



Описана вычислительная программа TWOCOM, моделирующая истечение газообразных продуктов деления из поврежденного твэла в тепловыделяющей сборке быстрого реактора. Кратко изложена математическая модель вычислительной программы, в основу которой положена полная система уравнений сохранения двухкомпонентного потока для жидкого натрия и газа. Приведены тестовые расчеты стационарных и нестационарных экспериментов по изучению выхода газа в натриевую петлю. Приведены некоторые результаты параметрического исследования разгерметизации твэла и выхода из него газа для тепловыделяющей сборки реактора БН-600.

ВВЕДЕНИЕ

Исходное событие «появление газовых пузырей в активной зоне и прохождение их через ТВС» содержится в примерном перечне исходных событий нарушений нормальной эксплуатации в нормативном документе ГАН РФ «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности АЭС с реакторами на быстрых нейтронах». Разгерметизация оболочки твэла и выход из него газообразных продуктов деления является наиболее вероятной причиной появления газовых пузырей в активной зоне.

При обосновании безопасности реактора необходимо показать, что разгерметизация одного твэла не вызывает разгерметизацию следующих, т.е. разгерметизация одного твэла не приводит к массовой их разгерметизации в ТВС и к связанному с этим нарушению предела безопасной эксплуатации реактора. Вмешательство систем безопасности при этом не предусмотрено, хотя разгерметизация твэла обнаруживается существующими системами контроля.

При анализе последствий разгерметизации твэла важным является вопрос о критериях допустимости температурных отклонений в аварийных ТВС, о влиянии этих отклонений на разгерметизацию следующих элементов. ПБя устанавливают в качестве предела безопасной эксплуатации для реакторов на быстрых нейтронах температуру оболочек твэлов 800°C. В дальнейших оценках будем пользоваться этим ограничением, хотя можно уверенно утверждать, что оно является очень консервативным. Расчетные исследования, проведенные для реакторов БН-600, БН-800 показали, что даже разогрев твэлов до температуры кипения натрия в выходном сечении активной зоны, т.е. до 960°C, не приводит к их немедленной разгерметизации. Механизм потери герметичности оболочки твэла при повышении ее температуры в про-

© А.В. Волков, И.А. Кузнецов, 2006

граммме пока не описан, хотя в будущем, по-видимому, такое дополнение можно считать целесообразным.

Процесс истечения газа из твэла проходит по-разному в зависимости от площади образовавшейся трещины. Как правило, рассматриваются варианты [1] разгерметизации твэла с медленным (время выхода газа больше 0.25 с) и быстрым (время выхода меньше 0.25 с) выходом газа.

При микротрещинах выход газа происходит медленно с образованием небольшой струи, охватывающей только небольшую часть твэльного пучка. На первый взгляд, подобный режим истечения не является опасным. Однако при медленном выходе газа существенно увеличивается длительность пребывания твэлов в режиме их неполного охлаждения, что может вызвать их перегрев.

В случае большого разрыва оболочки в межтвэльное пространство выходит сразу значительное количество газа, что приводит к ухудшению теплосъема с поверхности большего количества твэлов, но пузырь газа под воздействием выталкивающей силы потока жидкости достаточно быстро перемещается вверх и выходит в верхнюю смесительную камеру реактора.

Одним из опасных вариантов развития повреждения следует считать выход газа из микротрещины тонкой высокоскоростной струей с образованием сухого пятна на поверхности соседнего с поврежденным твэла. При этом область воздействия струи ограничена пространством между разгерметизированным твэлом и твэлом, подвергнутым воздействию струи. Максимального роста температуры оболочек в процессе выхода газа можно ожидать в большинстве случаев у двух твэлов: разгерметизированного и соседнего с ним твэла, на который направлена струя газа. В расчетном исследовании максимально подробно моделируется пространство сборки именно у этих твэлов, как наиболее опасных с точки зрения максимально возможной температуры оболочек.

Для анализа нарушений нормальной эксплуатации, связанных с выходом газообразных продуктов деления из твэла в натрий межтвэльного пространства, предназначена описываемая ниже вычислительная программа TWOCCOM. В основу программы положена модель негомогенного термически неравновесного двухфазного потока натрия. В настоящее время разработана только двумерная версия, что ограничивает применение программы анализом сравнительно медленного выхода газа из твэла или истечений из достаточно протяженных в азимутальном направлении трещин.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Из экспериментальных исследований [3] известно, что в твэле, подверженном воздействию газовой струи, выходящей из разгерметизированного твэла, наблюдается существенная азимутальная неравномерность температуры оболочки с максимумом в области сухого пятна. Из-за воздействия струи на смежный твэл образуется область со специфическим режимом течения, так называемая «spray» охлаждаемая область (рис.1а). В этой области струя газа оттесняет жидкость от стенки твэла, образуя на его поверхности сухое пятно. Как правило, моделируемую область условно делят на

- область струи газа, ограниченную углом падения струи и сухим пятном на смежном с поврежденным твэлем;
- застойную область непосредственно над и под струей газа, содержащую газовые пузыри.

В области струи газа режим течения близок дисперсно-капельному, а в застойной зоне на твэлах имеются пленки жидкого натрия, поэтому течение двухкомпонентной смеси в большей степени соответствует дисперсно-кольцевому режиму.

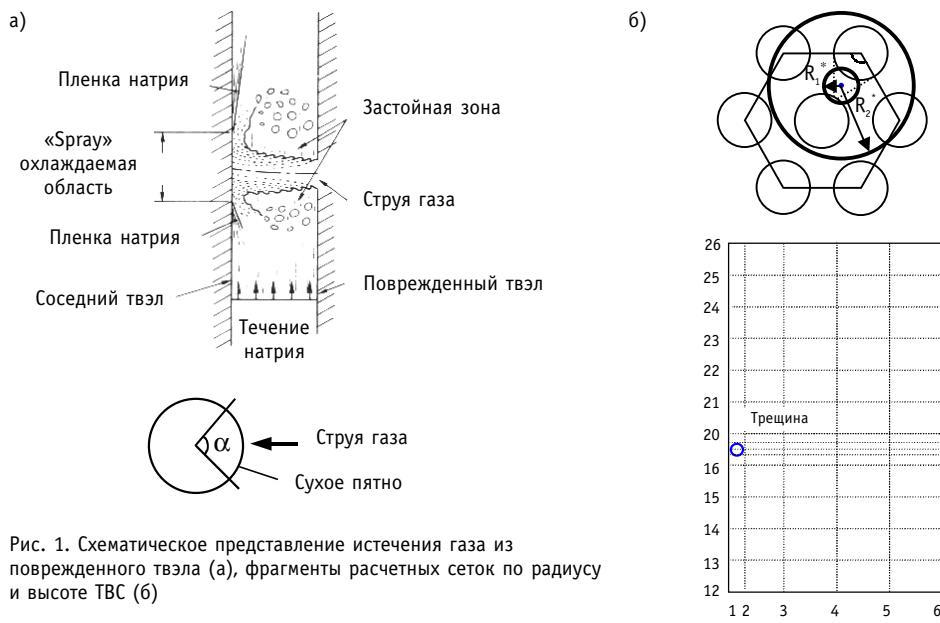


Рис. 1. Схематическое представление истечения газа из поврежденного твэла (а), фрагменты расчетных сеток по радиусу и высоте ТВС (б)

В рамках двумерной модели расчетная сетка строится таким образом, чтобы размер расчетной ячейки, в которой моделируется выход газа из поврежденного твэла, не превышал объема области струи газа (рис. 1б). По мере удаления от трещины размеры расчетных ячеек могут увеличиваться. Особенно это касается радиального разбиения сетки, поскольку после выхода из твэла газ движется преимущественно в вертикальном направлении.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ

В основу математической модели программы TWOUCOM положено негомогенное описание термогидравлики двухкомпонентного потока. Система дифференциальных уравнений записана для двух компонент – жидкости и газа (соответствующие переменные обозначаются символами f и g).

Уравнения сохранения массы компонент записываются в виде

$$\frac{\partial(\varphi_f \rho_f)}{\partial t} + \nabla \cdot (\varphi_f \rho_f \mathbf{u}_f) = 0, \quad (1)$$

$$\frac{\partial(\varphi_g \rho_g)}{\partial t} + \nabla \cdot (\varphi_g \rho_g \mathbf{u}_g) = \Gamma, \quad (2)$$

где φ – объемная концентрация компоненты, ρ – плотность, t – время, \mathbf{u} – вектор скорости, Γ – интенсивность выхода газа из поврежденного твэла.

Объемные концентрации компонент удовлетворяют условию

$$\varphi_f + \varphi_g = 1. \quad (3)$$

Уравнения сохранения импульса для каждой из компонент имеют вид:

$$\frac{\partial(\varphi_f \rho_f \mathbf{u}_f)}{\partial t} + \nabla \cdot (\varphi_f \rho_f \mathbf{u}_f \mathbf{u}_f) = -\varphi_f \nabla p - \varphi_f \rho_f g - F_{wf} - F_{if}, \quad (4)$$

$$\frac{\partial(\varphi_g \rho_g \mathbf{u}_g)}{\partial t} + \nabla \cdot (\varphi_g \rho_g \mathbf{u}_g \mathbf{u}_g) = -\varphi_g \nabla p - \varphi_g \rho_g g - F_{wg} - F_{ig} + u_g \Gamma, \quad (5)$$

где p – давление, F_{wf} , F_{wg} – трение жидкости и газа на стенке канала, F_{if} , F_{ig} – трение жидкости и газа на межкомпонентной поверхности.

Условие баланса импульса на межкомпонентной поверхности имеет вид

$$F_{if} + F_{ig} = 0. \quad (6)$$

Уравнения сохранения энергии компонент

$$\frac{\partial(\varphi_f \rho_f e_f)}{\partial t} + \nabla \cdot (\varphi_f \rho_f e_f \mathbf{u}_f) = -p \left[\frac{\partial \varphi_f}{\partial t} + \nabla \cdot (\varphi_f \mathbf{u}_f) \right] + q_{wf} + q_{kf} + q_{gf}, \quad (7)$$

$$\frac{\partial(\varphi_g \rho_g e_g)}{\partial t} + \nabla \cdot (\varphi_g \rho_g e_g \mathbf{u}_g) = -p \left[\frac{\partial \varphi_g}{\partial t} + \nabla \cdot (\varphi_g \mathbf{u}_g) \right] + q_{wg} + q_{kg} - q_{gf} + \Gamma e_g^*, \quad (8)$$

где e_f , e_g – энтальпия жидкости и газа; e_g^* – энтальпия твердого газа; q_{wf} , q_{wg} – поток энергии от стенки канала к жидкости и газу; q_{gf} – обмен энергией через межкомпонентную поверхность жидкости и газа; q_{kf} и q_{kg} – обмен энергией за счет теплопроводности каждой из компонент.

Источниковый член G в уравнениях (2), (5) определяется через расход газа из поврежденного твэла. Предполагалось, что выход газа из твэла происходит при изотермических условиях [4, 5].

Если не учитывать сжимаемость газа, расход определяется из соотношения

$$G_g = \left((p_g - p) \cdot \frac{\rho_g}{\zeta_0} \right)^{0.5}, \quad (9)$$

где $\zeta_0 = \lambda_0 / 2s^2$ – приведенный коэффициент сопротивления; p_g и p – давление газа внутри твэла и натрия в межтвэльном пространстве; λ_0 – коэффициент сопротивления струи газа из твэла в межтвэльное пространство; s – площадь проходного сечения отверстия.

С учетом сжимаемости газа при высоких давлениях $p_g > A$, где A – эмпирическая константа, если $p_g < A$ использовалось соотношение (9). Если $p_g > A$, расход определялся из адиабатического приближения [6] для случая докритического истечения газа

$$G_g = \mu s \sqrt{\frac{2k}{k-1} \cdot \rho_g p_g \left[\left(\frac{p}{p_g} \right)^{\frac{2}{k}} - \left(\frac{p}{p_g} \right)^{\frac{k+1}{k}} \right]}, \quad (10)$$

где k – показатель адиабаты газа; μ – коэффициент расхода через отверстие [6].

При критическом истечении газа

$$G_g = \mu s \left(\frac{2}{k+1} \right)^{\frac{1}{k-1}} \sqrt{\frac{2k}{k+1} \cdot \rho_g p_g}. \quad (11)$$

Наибольшие проблемы возникают при определении теплоотдачи в области струи газа. Струя оттесняет от поверхности твэла жидкий натрий и в области пятна образуется специфический режим течения двухкомпонентного потока, характеризуемый существенным снижением коэффициента теплоотдачи от стенки канала к газожидкостной смеси. Как правило, коэффициент теплоотдачи к двухфазному потоку сравнивают с коэффициентом теплоотдачи в однофазной области для равного расхода натрия через сборку [2]. Экспериментальные исследования показывают, что коэффициент теплоотдачи зависит от величины, формы, местоположения отверстия, расхода газа из поврежденного твэла, шага расположения твэлов в сборке, расхода натрия и многих других параметров. В большинстве случаев величина коэффициента

варьируется в диапазоне 5–30% от однофазного. Кроме того, по мере ослабления струи газа режим течения в области пятна может меняться. Возрастает орошение поверхности твэла капельками натрия, что увеличивает коэффициент теплоотдачи.

При больших скоростях газа можно не учитывать орошение сухого пятна капельками натрия. Тогда коэффициент теплоотдачи можно определить с помощью Epstein корреляции [3]:

$$Nu = 0.778 Re^{0.5} Pr^{0.35}. \quad (12)$$

Здесь $Re = G_g D / \nu s$, $Nu = h_{2p} D / \lambda$, где D – диаметр сухого пятна; ν – динамическая вязкость газа; λ – теплопроводность газа, h_{2p} – двухфазный коэффициент теплоотдачи.

Однако для большинства переходных процессов использование этой формулы приводит к чрезмерному занижению теплоотдачи. Поэтому в расчетах чаще пользуются менее консервативными оценками, которые привязаны к экспериментальным данным конкретного переходного процесса.

ПРИМЕРЫ ТЕСТОВЫХ РАСЧЕТОВ

Работоспособность программы TWOCOM проверялась на результатах обработки нескольких экспериментов, выполненных в исследовательском центре O-Arai в Японии, в которых моделировался выход газа из поврежденного твэла быстрого реактора в натриевой петле. Характеристики 37-стержневого электрообогреваемого пучка и контура циркуляции подбирались максимально приближенными к условиям реактора в Монжу. Схема экспериментальной установки, геометрические размеры и расположение датчиков для измерения температуры, расхода, давления показаны на рис. 2. Более подробно экспериментальная установка описана в работе [2].

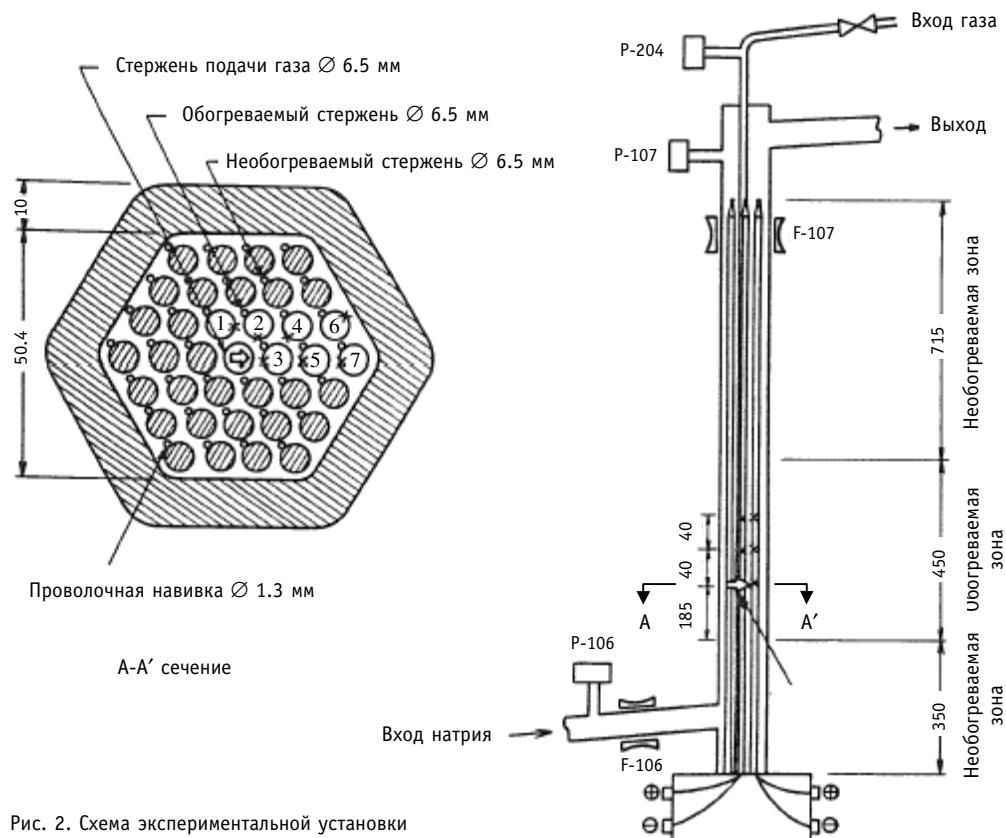


Рис. 2. Схема экспериментальной установки

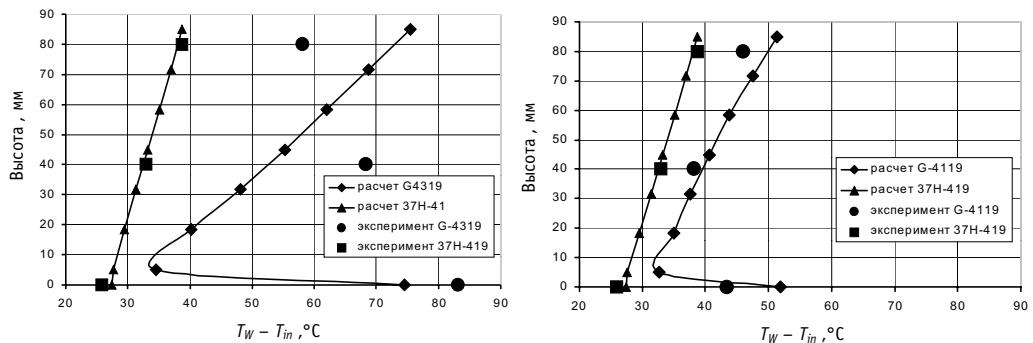


Рис. 3. Прирост температуры оболочки третьего нагревательного элемента в различных точках по высоте

Истечение газа моделировалось как для стационарных, так и нестационарных условий. В экспериментах измерялась температура поверхности нагревательных элементов в различных точках по сечению сборки и расположенных в трех плоскостях: на уровне отверстия, 40 и 80 мм вниз по течению теплоносителя от отверстия. В экспериментальной сборке было всего семь обогреваемых стержневых элементов, расположенных компактно в зоне действия струи газа.

Из анализа стационарных экспериментов, которые описаны в работе [2], можно сделать вывод, что при расходах газа менее 0.2 г/с действие струи распространялось на ближайший ряд нагревательных элементов (нагревательные элементы 1–3). При таком расходе газа стержни, расположенные через ряд от места выхода (нагревательные элементы 4, 5), не испытывают влияния струи газа. При увеличении расхода газа действие струи достигает второго и даже третьего ряда стержней, расположенного на периферии сборки (нагревательные элементы 6, 7). Во всех экспериментах максимальное отклонение температуры зафиксировано на поверхности 3-го нагревательного элемента, расположенного напротив отверстия. Поэтому при обработке экспериментов с помощью программы TWOCOM важно было выделить ту часть поверхности 3-го нагревательного элемента, которая непосредственно находилась в зоне действия струи и где была расположена термопара (рис. 2). Для этого соответствующая поверхность стержня моделировалась первым расчетным радиусом, как показано на рис. 1(б). Остальные нагревательные элементы, находящиеся далее по ходу действия струи, моделировались с меньшей точностью.

С помощью программы TWOCOM были обработаны два стационарных эксперимента (табл. 1). В эксперименте G-4119 расход газа меньше 0.2 г/с, а в варианте G-4319 расход газа превышает это значение. Как видно на рис. 3, в варианте G-4319 расчетное распределение приращения температуры поверхности 3-го нагревательного элемента по высоте канала менее согласуется с экспериментом, чем в варианте G-4119. Очевидно, что высокоскоростное истечение газа приводит к более существенному отклонению от осесимметричного рассеивания газа по радиусу сборки, и в варианте G-4319 расчетные температуры оболочек 3-го нагревательного элемента в точках,

Таблица 1

Основные параметры стационарных экспериментов

Номер эксперимента	Тепловой поток, Вт/см ²	Расход струи газа, г/с	Скорость натрия на входе в сборку, м/с	Теплоноситель
G-4119	79.1	0.18	4.89	
G-4319	78.0	0.87	4.71	Жидкость + газ
37H-419	78.5	—	4.82	Жидкость

расположенных ниже плоскости истечения газа, занижены относительно экспериментальных данных. Если же расход газа не так велик (вариант G-4119) и радиальная направленность струи ограничена соседним твэлом, а в рамках расчетной области фактически первым расчетным радиусом, то после столкновения газа со стенкой соседнего твэла струя рассеивается по азимуту. В результате движение газа становится близким к двумерному. Поэтому в варианте G-4119 расчетное распределение температуры поверхности оболочки по высоте 3-го стержня уже значительно лучше соответствует экспериментальным данным. Из вышесказанного следует, что моделирование высокоскоростного струйного истечения газа с помощью двумерной программы заведомо содержит погрешности.

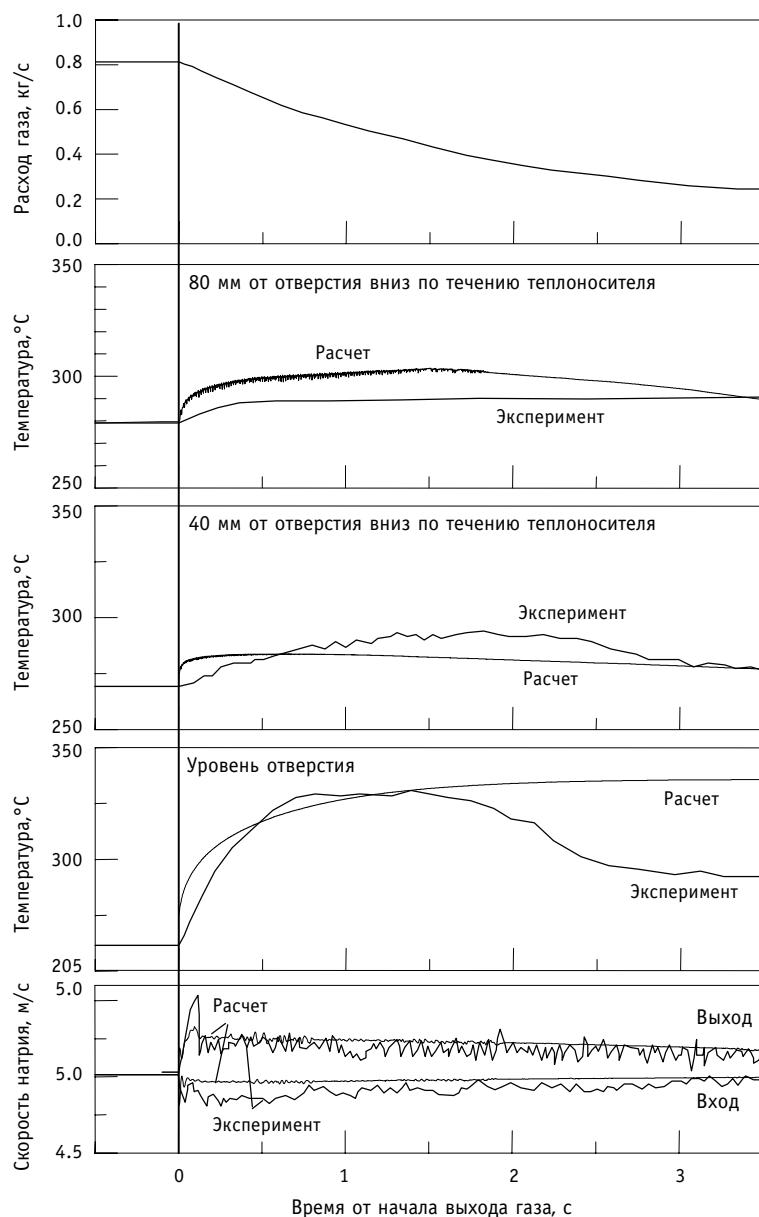


Рис. 4. Сравнение расчета с результатами нестационарного эксперимента GR-13

С помощью программы TWOCOM был обработан также нестационарный эксперимент GR-13 [2]. Расход струи газа за 3 с падает в три раза, как показано на рис. 4. Выходящий газ разгоняет поток натрия на выходе из сборки и одновременно тормозит натрий на входе в сборку, что хорошо воспроизводится в расчете. Как видно на рис. 4, расчетные температуры поверхности нагревательных элементов на разных высотных отметках в целом согласуются с экспериментальными данными. Наиболее важно то, что полученное в расчете значение максимальной температуры поверхности нагревательного элемента в точке выхода газа близко к экспериментальному значению.

В настоящее время намечена более обширная верификация разработанной программы, которая позволит уточнить область ее возможного применения.

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТВЭЛОВ

Приведем некоторые результаты параметрических исследований процессов разгерметизации одного твэла в ТВС реактора БН-600, выполненных с помощью программы TWOCOM. Вначале проанализируем варианты разгерметизации твэла без детали-

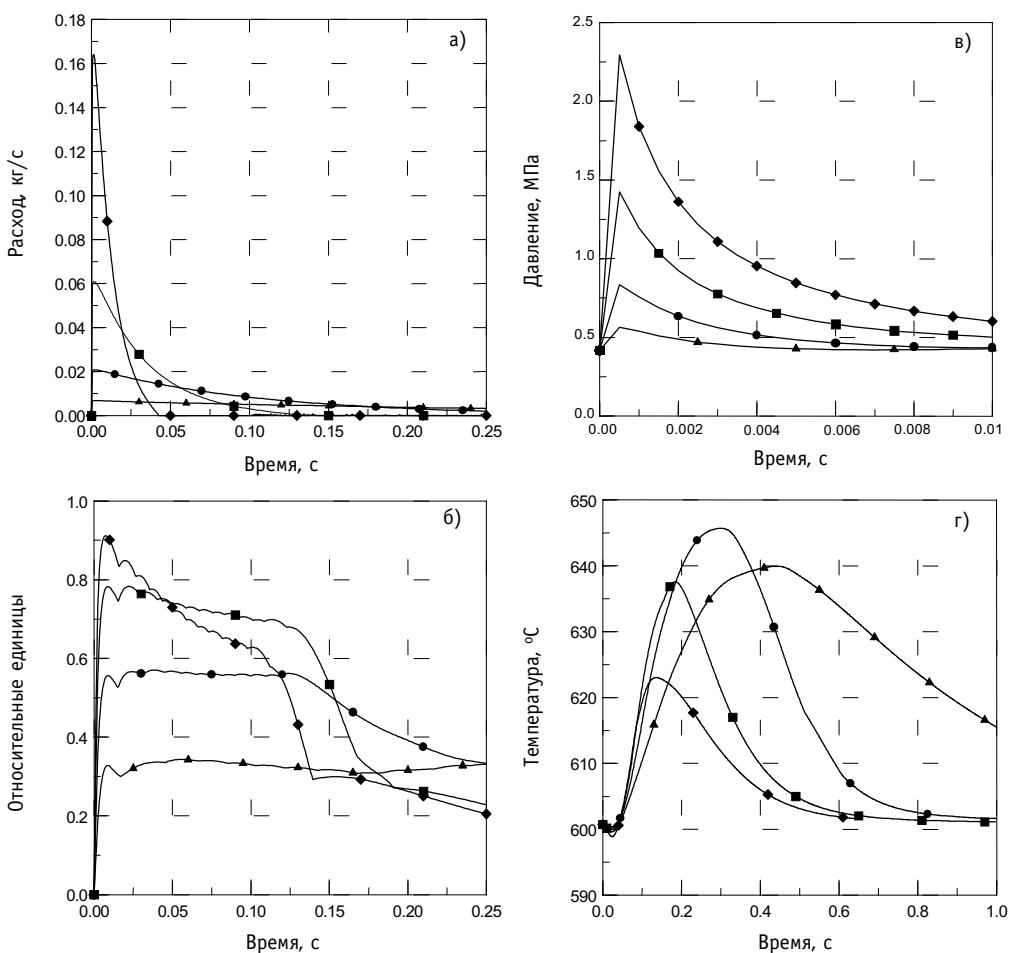


Рис. 5. Расход газа из поврежденного твэла (а); максимальная объемная концентрация газа (б); давление теплоносителя в точке разгерметизации твэла (в); максимальная температура оболочки твэла (г). Расчет без детализации воздействия струи газа на соседний твэл. Коэффициент местного сопротивления: \blacklozenge – $\zeta_0 = 10^{10}$, \blacksquare – $\zeta_0 = 10^{11}$, \bullet – $\zeta_0 = 10^{12}$, \blacktriangle – $\zeta_0 = 10^{13}$

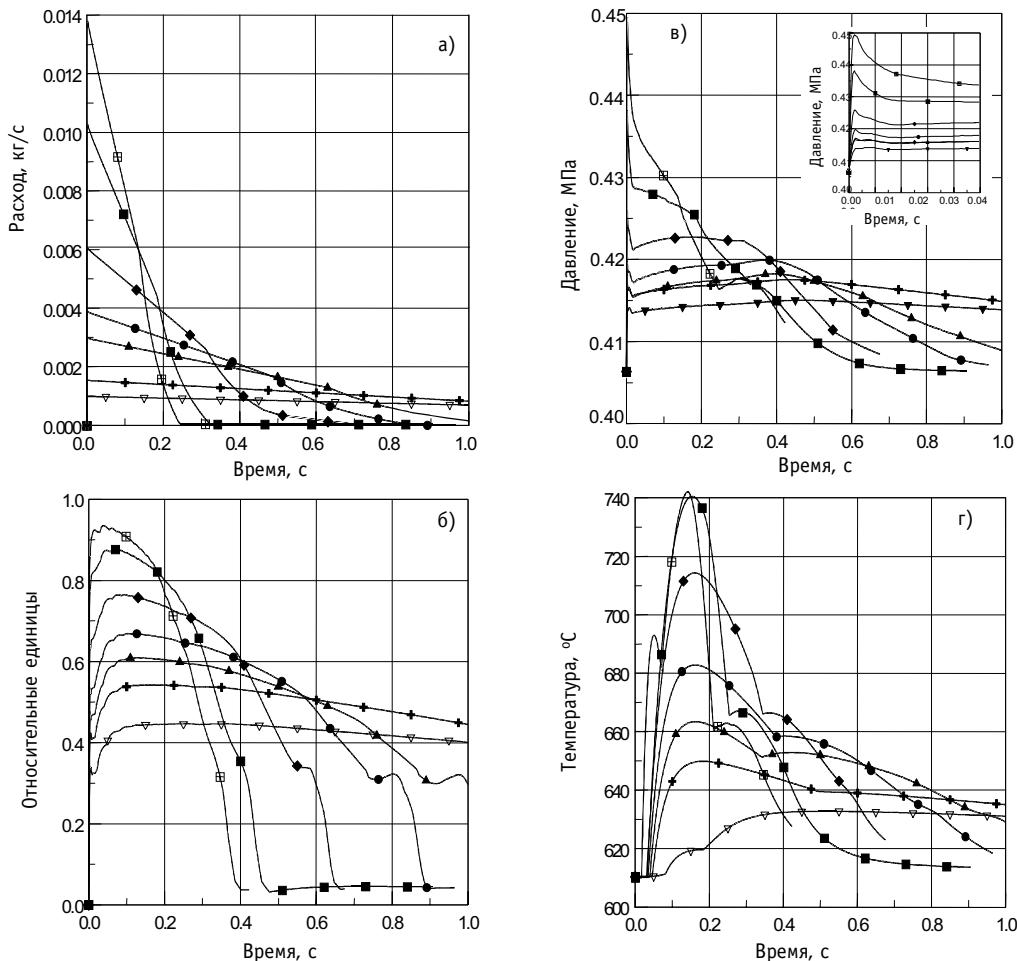


Рис. 6. Расход газа из поврежденного твэла (а); максимальная объемная концентрация газа (б); давление теплоносителя в точке разгерметизации твэла (в); максимальная температура оболочки твэла (г). Расчет с детализацией воздействия струи газа на соседний твэл. Диаметр отверстия поврежденного твэла: ■ – 1.5 мм, □ – 1.3 мм, ◆ – 1.0 мм, ● – 0.8 мм, ▽ – 0.7 мм, ▲ – 0.5 мм, + – 0.4 мм

зации воздействия струи газа на соседний твэл. При разрыве оболочки твэла размер и форма образовавшейся трещины могут быть произвольными. Часто разрывы образуются вдоль проволочной навивки и представляют собой продолговатые трещины. Истечение газа через такие трещины не имеет вид направленной струи, поэтому исследование последствий от таких разрывов оболочки с помощью двумерной программы возможно без ограничения по скорости выхода газа.

В расчетах расход газа зависел от приведенного коэффициента местного сопротивления, который определялся в соответствии с формулой (9) через площадь проходного сечения трещины. Значения приведенного коэффициента местного сопротивления полагались равными $\zeta_0=10^{10}, 10^{11}, 10^{12}, 10^{13}$. Как видно из рис. 5(а), варианты $\zeta_0=10^{10}$ и $\zeta_0=10^{11}$ соответствуют быстрому выходу газа из твэла при большом разрыве оболочки (время выхода газа соответственно 0.04 и 0.15 с), варианты $\zeta_0=10^{12}$ и $\zeta_0=10^{13}$ – медленному выходу газа через небольшие по размерам трещины (время выхода газа соответственно 0.31 и 0.64 с). При большом разрыве оболочки $\zeta_0=10^{10}$ струя газа максимально вытесняет натрий из области, прилегающей к разрыву оболочки, что сопровождается максимальным ростом давления (рис. 5(в)). Нагрев об-

лочек происходит во время прохождения газовым пузырем области активной зоны, а как только газ выходит за ее пределы начинается остыивание твэлов. Чем медленней происходит выход газа из твэла, тем процесс становится менее интенсивным, но более продолжительным. Как следствие, с одной стороны, амплитуда пиковских скачков давления уменьшается, с другой стороны, максимумы температуры оболочек возрастают (рис. 5(г)), что обусловлено большей продолжительностью выхода газа из поврежденного твэла. К тому же сокращается распространение газа в радиальном направлении, поэтому струя газа, поднимающаяся к выходу ТВС, становится тоньше, захватывая при этом меньшее количество каналов по радиусу сборки.

В расчетном исследовании с детализацией воздействия струи газа на соседний твэл использовалась более детальная расчетная сетка в области сухого пятна. Как уже упоминалось выше, при больших расходах газа, соответствующих быстрому выходу газа из твэла, двумерная постановка задачи дает погрешность, поэтому анализировалось только медленное истечение газа из поврежденного твэла, т.е. время выхода газа во всех случаях превышало 0.25 с. Истечение газа задавалось через отверстия круглой формы с различными диаметрами (0.4, 0.5, 0.7, 0.8, 1.0, 1.3, 1.5 мм). При больших диаметрах отверстий струя газа максимально вытесняет натрий из области сухого пятна, что сопровождается скачком давления и снижением расхода натрия на входе в сборку (рис. 6). На начальной стадии процесса максимум температуры оболочек в большинстве случаев соответствует сухому пятну. Для варианта с диаметром отверстия 1.5 мм в сухом пятне содержание газа по расчету достигает ~0.95. По мере выхода газа из твэла и после снижения интенсивности струи максимум температуры оболочек смещается вверх от трещины в направление движения газового пузыря. Еще более четко такая тенденция проявляется при повреждениях с небольшими отверстиями (диаметр 0.4, 0.5 мм). Здесь уже с самого начала максимальные температуры оболочек твэлов находятся выше трещины и влияние струи газа на соседний твэл не столь велико.

В результате параметрических исследований большого числа сценариев разгерметизации твэла в ТВС реактора БН-600 не обнаружено условий для лавинообразного распространения повреждений за счет перегрева соседних твэлов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Математическая модель, положенная в основу двумерной версии программы TWOSEM, достаточно полно описывает разгерметизацию твэла при сравнительно медленном истечении газа из небольших отверстий в его оболочке (время выхода газа из твэла больше 0.25 с). Это подтверждается сравнением расчетов с экспериментами. Для моделирования быстрого струйного истечения газа (время выхода газа из твэла меньше 0.25с) разрабатывается трехмерная версия программы. Если же истечение газа через трещину не имеет вида направленной струи, то анализ последствий таких разрывов оболочки возможен с помощью двумерной программы без ограничения по расходу газа.

2. Параметрическое исследование последствий разгерметизации твэла и выхода из него газообразных продуктов деления в тепловыделяющей сборке реактора БН-600 показывает, что с точки зрения роста температур наиболее неблагоприятным является медленное истечение газа через небольшие по размерам трещины в оболочке.

Литература

1. Erp J.B., Chawla T.C., Wilson R.E. and Fauske H.K. Pin-to-Pin Failure Propagation in Liquid-Metal-Cooled Fast Breeder Reactor Fuel Subassemblies//Nuclear Safety. - 1975. - V. 16. - P. 291-307.

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

2. *Haga K., Kikuchi Y.* Experimental Investigation of Coolability Degradation by Fission Gas Release into Flowing Sodium in a Fuel Pin Bundle//Nuclear Technology. - 1985. - V. 70. - P. 220-234.
3. Fission Gas Release and Thermal Impact on Neighbour Pins: the Lipogaz Experiments by A. Gruss and J.M. Seiler. – IAEA/IWGFR Meeting on «Material Coolant Interaction and Material Movement and Relocation in Liquid Metal Fast Breeder Reactor» (O-Arai Engineering Center, 6-9 June, 1994).
4. *Quan V., Agrawal A.K.* A Unified Model for Fission Gas Release and Sodium Boiling in Reactor Coolant Channel// Trans. Am. Nucl. Soc. - 1977. - V. 26. - P. 345.
5. *Chawla T.C., Hauser G.M., Grolmes M.A. and Fauske H.K.* The Recovery of Coolant Flow Following Rapid Release of Fission Gas from a Postulated Multiple Pin Failure in a Liquid-Metal Fast Breeder Reactor Subassembly//Nuclear Science and Engineering. - 1975. - V. 58. - P. 21-32.
6. *Идельчик И.Е.* Справочник по гидравлическим сопротивлениям. – М.: Машиностроение, 1975.

Поступила в редакцию 08.08.2005

УСОВЕРШЕНСТВОВАННАЯ МОДЕЛЬ КИПЕНИЯ НАТРИЯ ДЛЯ АНАЛИЗА АВАРИЙ В БЫСТРОМ РЕАКТОРЕ

А.В. Волков, И.А. Кузнецов

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



Излагается методика расчета нестационарных процессов кипения натрия на основе двухкомпонентной термически неравновесной модели. Решается полная система уравнений двухфазного потока, включающая в себя шесть уравнений сохранения для двумерной расчетной области. Предлагаемая методика реализована в вычислительной программе TWOCS. Работоспособность программы продемонстрирована сравнением расчетных результатов с экспериментальными. Вычислительная программа предназначена для решения прикладных задач, связанных с анализом проектных и запроектных аварий в быстрых реакторах, охлаждаемых натрием.

ВВЕДЕНИЕ

Необходимость расчетного анализа нестационарных процессов кипения натрия в активной зоне реактора возникает, прежде всего, при обосновании его безопасности, при разработке систем контроля и управления, предназначенных для обнаружения аварийного вскипания натрия в тепловыделяющих сборках и формирования сигнала аварийной защиты. В составе технического обоснования безопасности современных быстрых реакторов рассматриваются проектные и запроектные аварии, сопровождающиеся кипением натрия. В их числе проектные аварии, обусловленные различными блокировками проходного сечения ТВС активной зоны, запроектные аварии, сопровождающиеся нарушениями энергоснабжения главных циркуляционных насосов и одновременными отказами поглощающих стержней аварийной защиты, попаданиями замедляющих веществ в активную зону и др. В современном обосновании безопасности предъявляются все более высокие требования к точности расчетного анализа аварийных процессов, к надежности и достоверности получаемых результатов. Это связано, с одной стороны, со стремлением обоснованно снизить консерватизм расчетных оценок, т.к. ориентация на слишком консервативные расчеты ведет к завышению капитальных затрат. С другой стороны, расчетная точность необходима для уверенного определения границ самозащищенности реактора в условиях вскипания натрия в его активной зоне. Самозащищенность в таких условиях вполне возможна, поскольку вскипание натрия в активной зоне реактора не ведет к ее немедленному разрушению, если кипение и частичное удаление натрия из тепловыделяющих сборок сопровождается отрицательными эффектами реактивности и снижением мощности энерговыделения в реакторе. Для расчета двухфазных тепло-гидравлических процессов в активной зоне при аварийном кипении натрия длительное время использовались гомогенные модели со скольжением паровой фазы отно-

© А.В. Волков, И.А. Кузнецов, 2006

сительно жидкой. На такой модели, в частности, построены вычислительные программы GRIF-SM и BOS, разработанные в 90-х годах в ФЭИ и использовавшиеся авторами для расчета аварийных процессов в быстрых реакторах [1,2]. Но термически равновесные, гомогенные модели со скольжением фаз не могут с достаточной точностью описать все многообразие аварийных процессов [3]. Недостатки гомогенных моделей, описывающих кипение натрия, продемонстрированы в работе [4], в которой сравниваются расчетные обработки одного и того же эксперимента по двум версиям немецкой программы BACCHUS, в которой реализованы как гомогенная, так и негомогенная модели двухфазного потока натрия. Показано преимущество негомогенной модели с точки зрения достоверности получаемых результатов. С другой стороны, показаны некоторые трудности, связанные с неустойчивостью численных решений, характерные для негомогенных моделей. С аналогичными проблемами авторы столкнулись при разработке программы TWOOCB (**TWO Component Boiling**). В основе программы двухкомпонентная, термически неравновесная модель двухфазного потока натрия. В итоге в программе TWOOCB удалось реализовать численный алгоритм решения уравнений теплогидравлики двухфазного потока, который позволил получать устойчивые решения практически в широком диапазоне режимов кипения натрия в быстром реакторе. Программа разрабатывалась для персонального компьютера, поэтому ее отличает простота карты режимов, в ней применяется упрощенный подход при построении системы замыкающих соотношений математической модели. На результатах обработки ряда экспериментов показано хорошее согласие расчетных и экспериментальных данных.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

В основу математической модели программы TWOOCB положена система дифференциальных уравнений, которая состоит из шести базисных уравнений сохранения массы, импульса и энергии для двух компонент – жидкости и пара, сформулированная в рамках модели пористого тела. Базисная система уравнений сохранения решается для двумерной интегральной расчетной области в цилиндрической системе координат.

Уравнения сохранения массы:

$$\frac{\partial(\varphi_j \rho_j)}{\partial t} + \nabla \cdot (\varphi_j \rho_j \mathbf{u}_j) = \Gamma_j. \quad (1)$$

Уравнения сохранения импульса:

$$\frac{\partial(\varphi_j \rho_j \mathbf{u}_j)}{\partial t} + \nabla \cdot (\varphi_j \rho_j \mathbf{u}_j \mathbf{u}_j) = -\varphi_j \nabla p + \varphi_j \rho_j \mathbf{g} - \mathbf{F}_{wj} - \mathbf{F}_{ij} - \mathbf{F}_{rj}. \quad (2)$$

Уравнения сохранения энергии:

$$\frac{\partial(\varphi_j \rho_j e_j)}{\partial t} + \nabla \cdot (\varphi_j \rho_j e_j \mathbf{u}_j) = -p \left[\frac{\partial \varphi_j}{\partial t} + \nabla \cdot (\varphi_j \mathbf{u}_j) \right] + Q_{wj} + Q_{kj} + Q_{ij}. \quad (3)$$

Условия сохранения массы, импульса и энергии на границе раздела фаз:

$$\sum_j \Gamma_j = 0, \quad \sum_j \mathbf{F}_{ij} = 0, \quad \sum_j Q_{ij} = 0. \quad (4)$$

Здесь φ – объемное содержание фазы j , ρ – плотность, t – время, \mathbf{u} – вектор скорости, Γ – интенсивность изменения массы фазы в единице объема, p – давление, \mathbf{F}_{wj} – трение фазы на стенке канала, \mathbf{F}_{ij} – межфазное трение, e – энтальпия, Q_{wj} – тепловой поток от стенки канала к фазе; Q_{ij} – межфазный тепловой поток, Q_{kj} – тепловой поток за счет теплопроводности.

Соотношения для потока энергии через межфазную поверхность Q_{if} , Q_{ig} записываются в виде

$$Q_{if} = q_{if} - \Gamma_f \cdot e_{fs}, \quad (5)$$

$$Q_{ig} = q_{ig} - \Gamma_g \cdot e_{gs}, \quad (6)$$

где e_{fs} , e_{gs} – энталпия жидкости и пара на линии насыщения; q_{if} и q_{ig} – плотность теплового потока на межфазной поверхности к жидкости и пару.

Интенсивность фазового перехода следует из соотношения

$$\Gamma_{fg} = -\frac{q_{if} + q_{ig}}{h}, \quad (7)$$

где h – скрытая теплота фазового перехода.

КАРТА РЕЖИМОВ КИПЕНИЯ НАТРИЯ

Для расчетного моделирования кипения натрия в быстром реакторе необходима карта режимов, которая бы описывала двухфазный поток натрия как в достаточно затесненных пучках твэлов, так и в больших объемах, например, в верхней камере реактора. В этой связи в программе используются две карты режимов: для пучков твэлов (вертикальных труб) и для больших объемов. Что касается кипения натрия в пучках твэлов, то к настоящему времени выполнено достаточно много экспериментов в имитаторах тепловыделяющих сборок быстрого реактора [5, 6, 7, 8] или в трубах с эквивалентным гидравлическим диаметром [9, 10]. На основе этих и других экспериментальных материалов подбор эмпирических соотношений осуществлялся таким образом, чтобы с учетом принятых допущений получить наиболее достоверные расчетные результаты. Так анализ экспериментов по стационарному кипению натрия в трубах в работе [9] показал, что преобладающими в условиях кипения натрия в каналах при вынужденной конвекции являются снарядный, кольцевой и дисперсно-кольцевой режимы. В стационарных экспериментах длительного кипения натрия в пузырьковом режиме практически не наблюдалось, поскольку образующиеся пузыри пара постепенно увеличивались в размерах и пузырьковый режим переходил в снарядный. Образующийся снаряд или большой пузырь вносил возмущение в поток натрия, происходил скачок давления, отчего двухфазный поток ускорялся, и количество пара вновь уменьшалось. Возникающие при этом достаточно заметные пульсации расхода объяснялись неустойчивой природой кипения натрия. С другой стороны, очевидно, что в переходных процессах пузырьковый режим играет важную роль, особенно на начальной стадии вскипания натрия.

В программе TWOCSB представлены три основных режима: пузырьковый ($\phi < 0.3$), кольцевой ($0.6 \leq \phi \leq 0.9$) и дисперсный ($\phi > 0.98$). Такой подход соответствует традиционным картам режимов кипения натрия [11]. Вследствие неточного знания границ между режимами введены два переходных режима: от пузырькового к кольцевому ($0.3 \leq \phi < 0.6$) и от кольцевого к дисперсному ($0.9 < \phi \leq 0.98$).

Экспериментов по кипению натрия при свободной конвекции в больших объемах значительно меньше. Практически отсутствует информация о размерах всплывающих пузырей в большом объеме натрия, например, при выходе пара из твэльного пучка в верхнюю смесительную камеру реактора. В этом случае пузыри пара попадают в область недогретой жидкости, что приводит к их интенсивному «схлопыванию». При «схлопывании» пузырей импульсы давления распространяются в виде волн по контуру циркуляции и влияют на расход теплоносителя. Для описания пузырькового режима в большом объеме задается величина максимально возможного диаметра парового пузыря. В зависимости от паросодержания диаметр пузыря пересчитывается, соответственно можно вычислить количество пузырей в расчетной ячейке.

ЗАМЫКАЮЩИЕ СООТНОШЕНИЯ

Для замыкания базисной системы дифференциальных уравнений (1–3) математической модели двухфазного потока помимо уравнений состояния необходимы соотношения для определения величин межфазного механического и теплового взаимодействия фаз, взаимодействия двухфазного потока со стенками канала, теплообмена двухфазного потока со стенками канала. Скорость генерации паровой фазы определялась из соотношения (7), для чего необходимо вычислить теплоотдачу от межфазной поверхности к жидкости и пару.

Площадь межфазной поверхности, приходящейся на единицу объема потока A_i , определялась из достаточно простых соотношений [3]. Для пузырькового режима площадь межфазной поверхности равна

$$A_i = \frac{3\phi}{r^b}, \quad (8)$$

где r^b – радиус пузырька.

Для кольцевого режима течения, при котором вся жидкость сосредоточена в пристеночной пленке, площадь межфазной поверхности равна

$$A_i = 4\phi\sqrt{D}. \quad (9)$$

После полного испарения пленки начинается дисперсный режим, т.е. вся жидкость распределена в паровой фазе в виде капелек. При этом площадь межфазной поверхности равна

$$A_i = \frac{3(1-\phi)}{r^d}, \quad (10)$$

где r^d – радиус капли жидкости.

Трение на межфазной поверхности представляется в виде

$$F_{if} = -F_{ig} = \xi_i \rho_c (w_g - w_f) |w_g - w_f| / 8. \quad (11)$$

Здесь ξ_i – коэффициент межфазного трения.

В области малых Re определяющую роль играет вязкое трение, поэтому коэффициент межфазного трения равен

$$\xi_i = 64 / Re_{gl} \quad Re_{gl} < 500. \quad (12)$$

В области больших Re основное влияние на процесс оказывают «гребни волн» на межфазной поверхности, что дает основание записать

$$\xi_i = \gamma [1 + 150(1 - \sqrt{\phi})], \quad Re_{gl} > 1500, \quad (13)$$

где γ – эмпирическая константа.

Здесь $Re_{gl} = \frac{2r_e(w_g - w_f) \cdot \rho_g}{\mu_g}$, а эквивалентный радиус равен $r_e = \sqrt{\phi} r$.

Обмен теплом между фазой « k » и межфазной поверхностью i в единице объема описывается следующим соотношением

$$q_{ki} = \alpha_{ki} (T_s - T_k) \cdot A_i, \quad k = f, g, \quad (14)$$

где α_{ki} – коэффициент теплоотдачи со стороны « k » фазы, T_k и T_s – температура фазы « k » и насыщения.

Интенсивность межфазного теплообмена влияет на скорость генерации паровой фазы или, наоборот, на скорость конденсации пузырей пара. Например, как отмечалось в работе [13], схлопывание пузырей пара в области холодного натрия верхней смесительной камеры приводит к сильным пульсациям давления, которые вызывают колебания расхода в контуре циркуляции, что может спровоцировать кризис тепло-

обмена. В свою очередь, амплитуда пульсаций зависит от того, насколько далеко может проникнуть паровой пузырь в область недогретой жидкости, а это определяется размером пузыря и интенсивностью теплоотдачи на межфазной поверхности. В настоящее время имеется мало сведений о межфазном теплообмене для натрия. Поэтому распространена практика, когда величина коэффициента теплоотдачи \pm_{ki} подбирается путем достижения максимального подобия расчетных и экспериментальных данных, как это сделано, например, в работе [12].

Для расчета силы трения на стенках канала используются следующие допущения. Прежде всего, при описании силы трения до момента срыва пленки жидкости со стенки канала все режимы двухфазного потока сводятся к кольцевому режиму. Полагается, что в контакте со стенкой находится только жидкость. Соответственно число Рейнольдса эквивалентного потока определяется из соотношения

$$Re_f = \frac{(1-\varphi)D(w_f) \cdot \rho_f}{\mu_f}. \quad (15)$$

После срыва пленки все режимы двухфазного потока сводятся к дисперсному режиму. Согласно такому представлению в контакте со стенкой находятся обе фазы пропорционально их объемной концентрации. При этом Re для течений фаз определяется из соотношений

$$Re_f = \frac{D(w_f) \cdot \rho_f}{\mu_f}; Re_g = \frac{D(w_g) \cdot \rho_g}{\mu_g}. \quad (16)$$

Правильность этих допущений проверялась расчетной обработкой различных экспериментов. Наиболее показательны эксперименты по стационарному кипению натрия в трубах или кольцевых каналах [9], которые специально рекомендованы для проверки закона трения.

ПРИМЕРЫ ТЕСТОВЫХ РАСЧЕТОВ

Для демонстрации работоспособности программы TWOCS ниже приведены результаты расчетной обработки нескольких экспериментов, выполненных в исследовательском центре FZK в Германии, которые моделируют различные аварии для быстрого реактора, сопровождающиеся кипением натрия. Представлена расчетная обработка нескольких экспериментов, которые имитируют такие аварии как ULOF, LOHS и аварию, вызванную полной блокировкой проходного сечения тепловыделяющей сборки в режиме аварийного охлаждения реактора. Следует отметить, что эксперимент L22 [6, 7] по нестационарному кипению натрия в сборке, имитирующий аварию ULOF, обрабатывался многими зарубежными кодами и был рекомендован международной рабочей группой (LMBWG) в качестве эталона для проверок двухфазных методик. Поэтому имеется возможность сравнить результаты расчета эксперимента, полученные с помощью вычислительных кодов, в основе которых положены различные математические модели двухфазного потока.

Характеристики 37-стержневого электрообогреваемого пучка и контура циркуляции подбирались максимально приближенными к условиям проекта реактора SNR-300. Схема экспериментальной установки, геометрические размеры и расположение датчиков для измерения температуры, расхода, давления показаны на рис. 1. Более подробно экспериментальная установка описана в [6].

Расчетная область, моделирующая теплогидравлические свойства стержневого пучка и всего контура экспериментальной установки, представлена на рис. 2, из которого видно – наиболее подробно описан имитатор TBC 4x32 расчетными точками по радиусу и высоте соответственно. Более грубо описан контур циркуляции всей

установки 8x36. Такой подход используется в случаях, когда необходимо максимально подробно описать процессы, например, в активной зоне реактора, а за ее пределами контур циркуляции модулируется менее детальной расчетной сеткой.

При обработке эксперимента L22 наибольшее согласие с результатами измерений было достигнуто с использованием японского кода SABENA. Добиться такого же согласия с помощью кода TWOOCB не удалось, что объясняется тем, что у кодов, по сути, разное назначение. Код SABENA главным образом нацелен на максимально подробное описание двухфазного потока натрия внутри сборки. Для кода TWOOCB описание кипения натрия внутри сборки – это только часть задачи; не менее важно моделирование теплогидравлики двухфазного потока в рамках всего контура циркуляции. В основе кода SABENA похожая двухкомпонентная, термически неравновесная математическая модель [12], однако реализована она на трехмерной расчетной сетке с использованием поканальной методики. Очевидно, что с помощью более детальной расчетной сетки, моделирующей только ТВС, имеется возможность с большей точностью описывать процессы внутри самой сборки. Однако в коде SABENA подробной трехмерной расчетной сеткой охвачена только сборка, а описать с помощью такой сетки весь контур циркуляции невозможно. Внешний контур описан одномерным

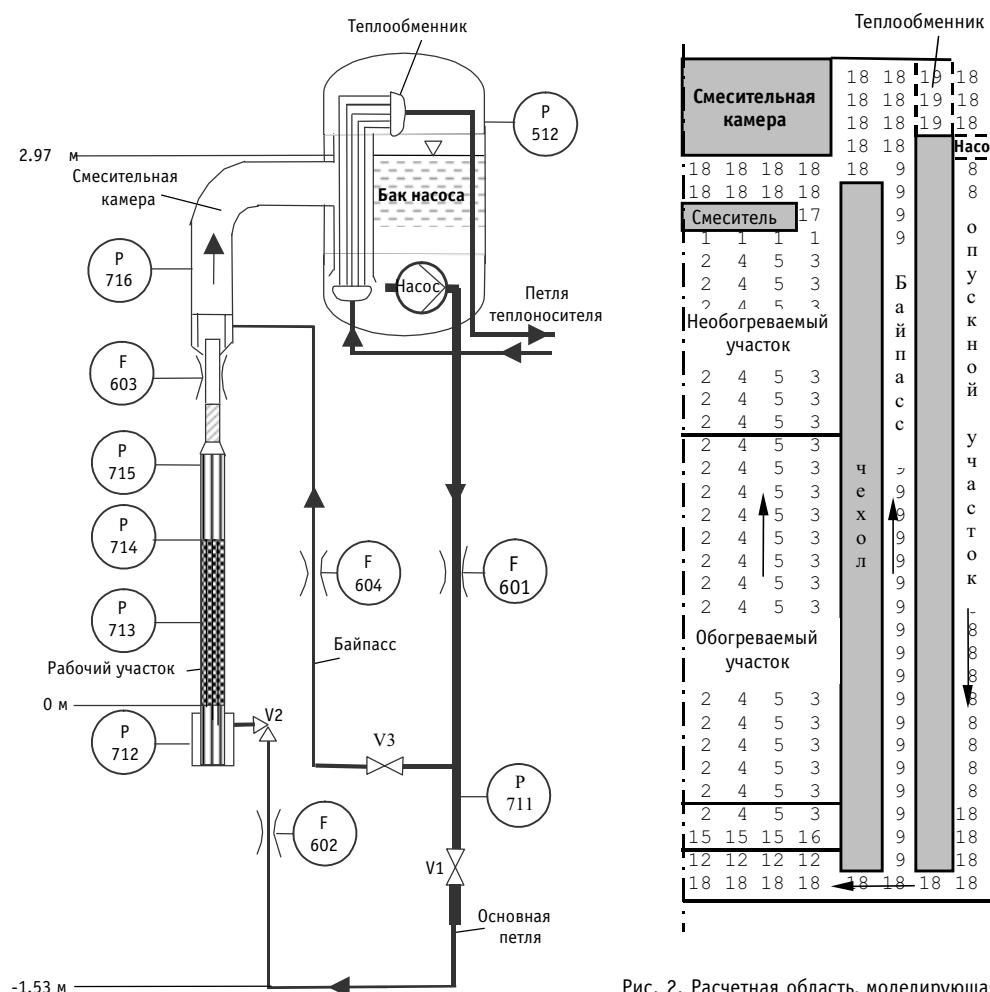


Рис. 1. Упрощенная схема спериментальной петли KNS

Рис. 2. Расчетная область, моделирующая контур циркуляции экспериментальной петли KNS

контуром, который считает граничными условиями с основной сеткой. Процедура сшивки в работе [12] не описана, но очевидно, что если паровой пузырь достигнет границы трехмерной расчетной области, то моделирование его дальнейшего продвижения по одномерному контуру будет возможно уже с существенно меньшей точностью. И если при моделировании эксперимента L22 это не очень важно, поскольку сразу после возникновения кризиса теплообмена электрообогрев нагревательных элементов был отключен и границы кипения натрия не успели уйти за пределы сборки, то в других экспериментах, например, в эксперименте N25, имитирующем аварию LOHS, паровые пузыри уже всплывали вплоть до верхнего смесительного бака, т.е. за пределы подробной расчетной области. Поэтому при моделировании таких процессов имеет преимущества код TWOOCB, т.к. его двумерная расчетная область позволяет охватить весь контур циркуляции.

При моделировании эксперимента L22 наиболее сложно было добиться точности прогнозирования момента наступления кризиса теплообмена. Небольшая ошибка в определении времени, соответствующему началу кризиса, приведет в расчете к существенной разнице температуры нагревательных элементов относительно экспериментальных данных. В данном эксперименте температура стержней в области кризиса теплообмена за 0.1 с увеличивается на $\sim 50^{\circ}\text{C}$. Поэтому погрешность в прогнозе начала кризиса всего на несколько десятых долей секунды приведет к существенной разнице расчетной и экспериментальной температур стержней. Наступление кризиса теплообмена означает срыв пленки жидкости с поверхности нагревательных элементов. В расчетной модели превышение паросодержания значения Φ_{kp} означает переход к дисперсному режиму, что фактически определяет наступление кризиса. В разных расчетных кодах используются разные описания перехода к дисперсному режиму, соответственно варьируется величина Φ_{kp} , например, в коде SABENA $\Phi_{kp}=0.999$, в коде BACCHUS $\Phi_{kp} = 0.99$, а в коде TWOOCB $\Phi_{kp} = 0.98$.

С помощью той же экспериментальной установки моделировалось кипение натрия в условиях естественной циркуляции теплоносителя [8]. Энергонапряженность нагревательных элементов была такова (табл. 1), что соответствовала уровню остаточного энерговыделения быстрого реактора. Целью эксперимента N25 было определение максимальной мощности, при которой существует возможность охлаждения сборки кипящим натрием в условиях естественной циркуляции теплоносителя. Расход естественной циркуляции регулировался вентилем V1 (рис. 1), расположенным на входе в сборку. Для простоты эксперимента байпасная ветка контура перекрывалась вентилем V3. В ходе эксперимента гидравлическое сопротивление вентиля не менялось, а циркуляция в контуре на первой стадии подбиралась таким образом, чтобы при заданной мощности кипение натрия практически отсутствовало. Затем через определенные интервалы времени мощность поднималась, при этом возрастала генерация пара и соответственно увеличивался расход теплоносителя через сборку.

Уже на первой стадии эксперимента начиналось незначительное кипение натрия. После того как образовывался паровой пузырь в наиболее прогретой области модель-

Таблица 1

Основные стадии эксперимента N25

Стадия	Средняя линейная нагрузка, Вт/см	Скорость на входе в сборку, м/с
1	10.3	0.046
2	20.2	0.065
3	30.1	0.076
4	40.1	Неустойчивое кипение

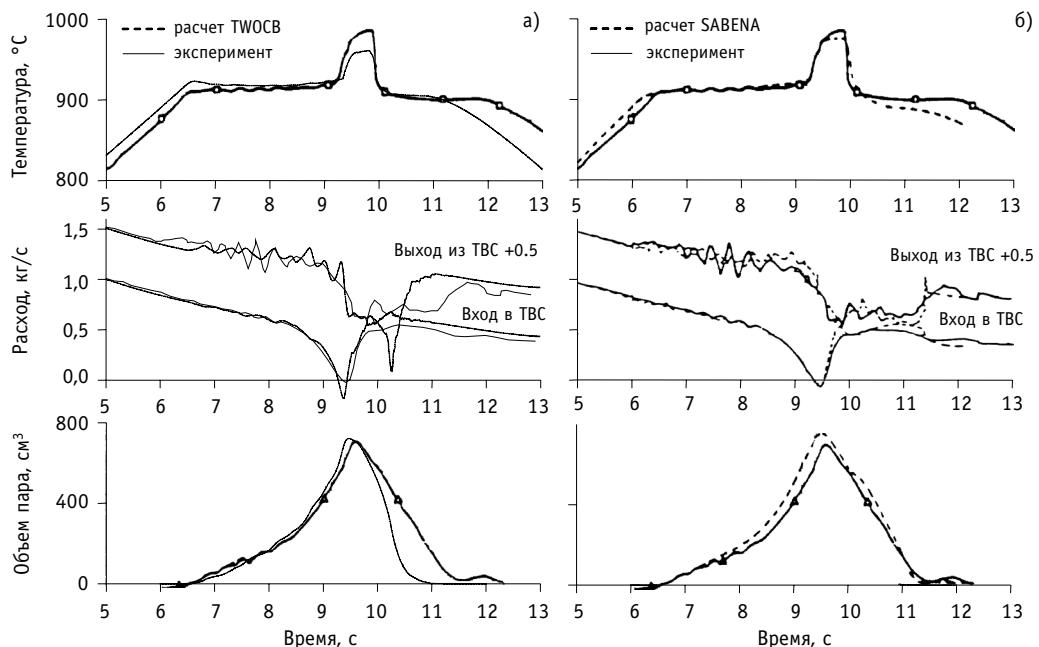


Рис. 3. Основные параметры нестационарного процесса в экспериментальной петле KNS (температура поверхности нагревателя, расход на входе и выходе сборки, суммарный объем пара)

ной сборки, расход через сборку резко возрастал. Из-за большой разницы в плотности пара и жидкости пузырь выталкивало из зоны пучка стержней в смесительную камеру, где пар, контактируя с относительно холодным натрием, конденсировался. При конденсации пузыри схлопывались, образуя «шум» в показаниях измерительных приборов. Возникающие при этом колебания давления в жидкости передавались по контуру, достигая входа сборки и влияя на расход теплоносителя. Как видно на рис. 4, экспериментальная и расчетная амплитуды и частоты колебаний скорости теплоносителя на входе в сборку в целом согласуются с удовлетворительной точностью. На 4-ой стадии эксперимента объем генерируемых пузырей пара уже таков, что колебания расхода приводят к статической неустойчивости кипения. В результате снижение расхода натрия через модельную сборку приводит к ухудшению теплообмена на поверхности нагревательных элементов и вызывает рост их температуры. Таким образом, можно говорить о корректном моделировании в программе TWOCB всплывающих пузырей пара в свободном пространстве смесительной камеры, поскольку именно эти пузыри создают основной вклад в напор естественной циркуляции, определяя расход натрия в стержневом пучке.

У авторов нет сведений об обработке этого и двух последующих экспериментов с помощью других вычислительных кодов. Тем не менее, результаты экспериментов интересны, поскольку в них определяются границы безопасного теплоотвода для экспериментальной установки в условиях кипения натрия, которые могут быть перенесены на некоторую область анализа безопасности быстрых реакторов, для исследования которой разрабатывалась вычислительная программа TWOCB.

В экспериментах N22 и N23 моделировалась полная блокировка проходного сечения сборки путем перекрытия тракта циркуляции теплоносителя вентилем V1. При уровне мощности нагревательных элементов, определенном в эксперименте N22, имел место режим кипения натрия, при котором в течение продолжительного времени (десятки минут) тепло отводилось от нагревательных элементов без кризиса теплообмена (табл. 2). Поскольку мощность нагревательных элементов в эксперименте не-

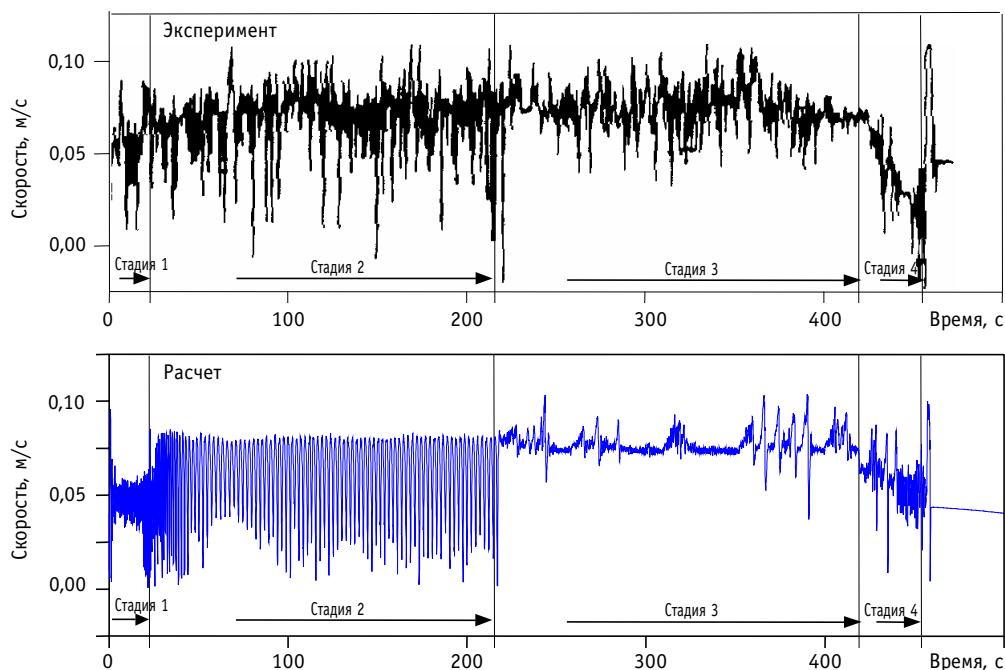


Рис. 4. Скорость натрия на входе в сборку (эксперимент N25)

велика, энергия от них в конечном счете рассеивалась с поверхности экспериментальной установки в окружающее пространство. Увеличение мощности нагревательных элементов в эксперименте N23 уже приводит к повышению температуры нагревательных элементов (рис. 5). Причем наблюдается постоянный рост объема пара, что указывает на возникновение условий кризиса теплообмена.

Следует сказать, что несмотря на кажущуюся простоту последних двух экспериментов, в них наблюдаются достаточно сложные процессы. Всплывающие паровые пузыри увлекают за собой жидкость из центральной части сборки, в то время как на периферии сборки жидкость опускается вниз, навстречу пару. Таким образом, при разомкнутой циркуляции теплоносителя в контуре, всплывающие пузыри образуют сложное вихревое течение жидкости, которое способствует перемешиванию холодных и горячих слоев жидкости по высоте канала, выравнивая тем самым температуру жидкости. Попытка описать эксперимент N22 с помощью программы GRIF-SM, в основе которой гомогенная модель двухфазного потока, не увенчалась успехом. Объясняется это, возможно, тем, что в рамках гомогенной модели невозможно описать встречное движение пара и жидкости. Поэтому невозможно смоделировать контур циркуляции внутри самой сборки, опускным участком которого является периферия сборки, а подъемным – центральная часть сборки.

Таблица 2

Основные параметры и результаты экспериментов N22 и N23

Номер эксперимента	Средняя линейная нагрузка, Вт/см	Мощность одного нагревательного элемента, Вт	Время до закипания, мин
N22	3	270	5 (нет кризиса теплообмена)
N23	4	360	3 (кризис теплообмена)

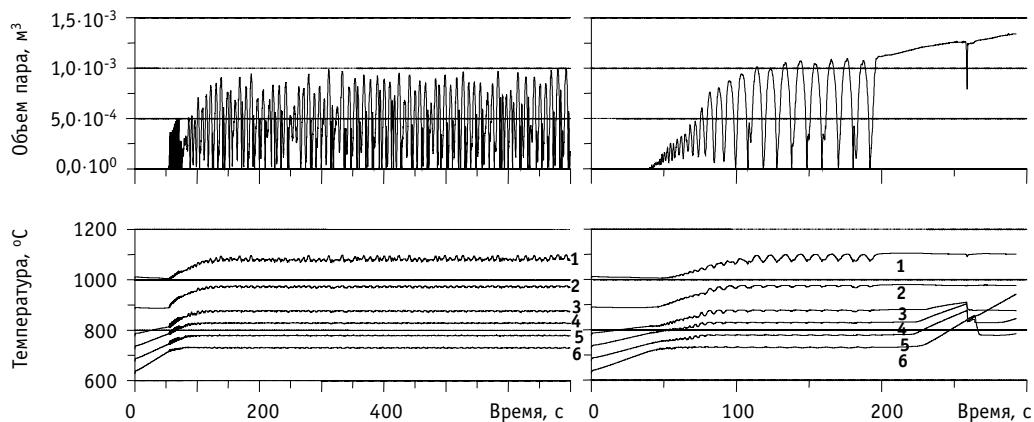


Рис. 5. Расчетные параметры нестационарного процесса в экспериментах N22 (а), N23 (б) (суммарный объем пара, температура поверхности нагревателей на разных высотах): 1 – T+100°C (z = 1060 мм); 2 – T (z = 820 мм); 3 – T-50°C (z = 770 мм); 4 – T-100°C (z = 670 мм); 5 – T-150°C (z = 620 мм); 6 – T-200°C (z = 450 мм)

Следует отметить, что описанные выше эксперименты не отражают полный перечень тестов, которые были выполнены с помощью программы TWOCSB. Однако эти эксперименты соответствуют тем наиболее важным задачам, для решения которых разрабатывалась программа.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Расчет экспериментов с помощью вычислительной программы TWOCSB показывает, что изложенная выше методика удовлетворительно описывает изменения во времени как интегральных величин (расходов, общего количества пара), так и динамику изменения локальных параметров (температуры в точках измерения, координат фронта кипения в каналах сборки).

2. Диапазон использования программы TWOCSB для реакторов БН достаточно велик – от моделирования запроектных аварий типа ULOF, UTOP, LOHS и других аварий с кипением натрия, до проектной аварии с блокировкой проходного сечения ТВС. Важной задачей расчетных исследований является определение границ безопасного теплоотвода от реактора в условиях кипения натрия.

3. Использование в программе TWOCSB более совершенной двухкомпонентной термически неравновесной математической модели по сравнению с разработанной ранее в программах GRIF-SM и BOS гомогенной термически равновесной моделью позволяет более достоверно описывать неустойчивую природу кипения натрия и точнее предсказывать кризис теплообмена на поверхности нагревательных элементов.

Литература

1. Chvetsov I., Kouznetsov I., Volkov A. GRIF-SM-the Computer Code for Analysis of the Severe Beyond Desing Basis Accidents in Sodium Cooled Reactors. – International Topical Meeting «Sodium Cooled Fast Reactor Safety» (October 3-7, 1994, Obninsk, Russia). – V. 2. – P. 83-101,
2. Волков А.В., Кузнецов И.А., Швецов Ю.Е. Расчет кипения натрия при аварии быстрого реактора с учетом распределенности параметров по сечению ТВС. – ФЭИ-2787. – Обнинск, 1999.
3. Кузнецов Ю.Н. Теплообмен в проблеме безопасности ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
4. Bottani M., Dorr B., Homann Ch., Struwe D. State of Development of the Computer Programme BACCHUS-3D/TP for the Description of Transient Two-Phase Flow condition in LMFBR Fuel Pin Bundles//Nuclear Engineering and Design. – 1987. – V. 100. – P. 321-349.
5. Haga K. Loss-of-Flow Experiment in a 37-pinbundle LMFBR Fuel Assembly Simulator// Nuclear Engineering and Design. – 1983. – V. 82. – P. 305-318.

6. Huber F., Kaiser A. et al. Loss of flow simulation experiments with the KNS 37 pin bundle. – Proc. 10th Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, 1982. Karlsruhe.
7. Huber F., Kaiser A., Mattes K., Peppler W. Steady State and Transient Sodium Boiling Experiments in a 37-pin-bundle//Nuclear Engineering and Design. – 1987. – V. 100. – P. 377-386.
8. Kaiser A., Huber F. Sodium Boiling Experiments at Low Power Under Natural Convection Conditions//Nuclear Engineering and Design. – 1987. – V. 100. – P. 367-376.
9. Kottowski H.M. and Savatteri C. Fundamentals of Liquid Metal Boiling Thermohydraulics//Nuclear Engineering and Design. – 1984. – V. 82. – P. 281-304.
10. Qio S., Takahashi M., Jia D. and Su G. Density Wave Instability of Sodium Boiling Two-phase Flow in a Vertical Annulus at Low Pressure//Journal of Nuclear Science and Technology. – 2003. – V. 40. – P. 493-500.
11. Schor A.L., Kazimi M.S., Todreas N.E. Advances in Two-Phase Flow Modeling For LMFBR Applications//Nuclear Engineering and Design. – 1982. – P. 127-155.
12. Ninokata H., Okano T. SABENA: subassembly boiling evolution numerical analysis//Nuclear Engineering and Design. – 1990. – V. 120. – P. 349-367.
13. Kikuchi Y. and Haga K. Sodium Boiling Experiments in a 19-pin Bundle under Loss-of-flow Conditions//Nuclear Engineering and Design. – 1981. – V. 66. – P. 357-366.

Поступила в редакцию 08.08.2005

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039: 37

Russian Center of Nuclear Science and Education is the Way of Nuclear Engineering Skilled Personnel Training | V.M. Murogov, N.L. Salnikov; – Obninsk, 2006. – 11 pages, 1 illustration, 2 tables.

Nuclear power engineering as the key of nuclear technologies is not only the element of the power market but also the basis of the country's social-economic progress. The defenses, engineering, medicine, science, industry based on nuclear technologies are the way to highly developed country. And the problem of knowledge conversation and transmitting to new generations is the one of knowledge transmitting to developing countries.

The creation of science-research centers consolidating nuclear science and education leads to safeguarding of stability and security in Russia.

Obninsk as the first science town in Russia is the ideal place for the creation of integrated Science-Research Center of Nuclear Science and Technologies – The Russian Center of Nuclear Science and Education («Center» for conservation and development of nuclear knowledge. On the base of Obninsk education and science organizations and State Center «Kurchatov Institute» there was created the Russian Association of Nuclear Science and Education for carrying out of the scientific session with World Nuclear University and IAEA «The role of nuclear technologies in society of XXI century».

УДК 621.039.58: 621.039.52

Computational and Experimental Investigations for Safety Substantiation of ADE-Type Commercial Uranium-Graphite Reactors in Case of Emergency Depressurization of Fuel Channels | S.N. Belousov, O.Yu. Vilensky, N.G. Kuzavkov, A.V. Malkov, V.V. Petrunin, S.F. Shepelev; – Obninsk, 2006. – 10 pages, 10 illustrations, 1 table. – References, 2 titles.

The paper presents the results of computational and experimental simulation of emergencies with depressurization of fuel channels of ADE-2, ADE-4, ADE-5 production uranium-graphite reactors (PUGR). The adopted concept of emergency progress, methodology and equipment for computational and experimental investigation of emergencies are described: mathematic model, RFCD computer code, and experimental test facility developed and fabricated in OKBM. The results of analyses and full-scale experiments are compared: temperature range of graphite sleeve and block simulators is 300–550°C with impact pressure and flow pulsation with amplitude of ~ 10 MPa and frequency of ~ 100 Hz in depressurization area, which were obtained during preliminary analysis using RFCD computer code. The developed RFCD code and test facility can be also used to analyze safety of pressure-tube reactor (RBMK).

УДК 621.039.7

Generalization of Risk Concept in Case Risk Components Depend on Time | Yu.V. Volkov; – Obninsk, 2006. – 6 pages, 1 illustration, 1 table. – References, 9 titles.

Ratios of risk assessments vs. nuclear technologies objects have been obtained for cases when such risk components as accident probability and the consequent damage depend on time.

Such generalization of risk concept brings about new possibilities for performing PSA which have been demonstrated with simple models in the present work.

As an example safety of radwaste storage with monopropellant activity has been analyzed with a very simple model.

УДК 621.039.58: 519.873

Generalization of Mathematical Model of Reliability of the Complex «Protection Object – Control and Protection System» | A.I. Pereguda, R.E. Tverdohlebov; – Obninsk, 2006. – 10 pages, 9 illustrations. – References, 5 titles.

Different control criterions are often used for security system's reliability improvement. Nowadays this feature isn't taken into account in analysis of reactor facility's security system as a result of absence of appropriate mathematic reliability model.

In this paper shown, that taking into account mentioned above features allows to obtain more precise values of reliability index rather than in a case of assumption that different control criterions protection channels are independent.

УДК 621.039.56

Using of Dynamic Programming Method for Optimization Trajectory Workers' Movement at Emission of Rays Threat Zone with the Purpose of Minimization Radiation Processing |A.N. Sesekin, O.L. Tashlykov, S.E. Sheklein, M.J. Kuklin, A.G. Chentsov, A.A. Kadnikov; – Obninsk, 2006. – 8 pages, 3 illustrations, 2 tables. – References, 14 titles.

Relevance of solving of optimization's problem of trajectory workers' movement at emission of rays threat zone is substantiated.

Mathematical analysis of opportunity to use of dynamic programming method in solving of given problem was made and advantages of these method were considered.

Evaluation calculations of optimal movement's trajectory were made. shortening irradiations in different variants of in and out zone of controlled access with initial was compared.

УДК 621.039.516.4

Some Specific Features in Neutron Physics of VVER-Type Reactors under Operation Regime of Accelerated Weapon-Grade Plutonium Denaturing |Yu.N. Volkov, V.I. Naumov; – Obninsk, 2006. – 8 pages, 3 tables. – References, 9 titles.

The paper presents the results obtained in neutron-physical computations, which simulate main properties of VVER-type reactor cores partially loaded with weapon-grade plutonium for its accelerated denaturing. Effective fraction of delayed neutrons was used as a criterion that limits the number of plutonium fuel assemblies inserted in the reactor core. Isotopic composition of plutonium was used as a criterion that limits plutonium burn-up. The following aspects are discussed in the paper: potential ways towards increasing a throughput of VVER-type reactors on weapon-grade plutonium denaturing and neutron-physical features of VVER-type reactor cores under operation regime of accelerated weapon-grade plutonium denaturing.

УДК 621.039.534.6

Influence of the Isotopical Composition of Coolant, Based on Lead from Thorium-Ores, on Void Reactivity Effect in BREST-type Reactor |V.S. Okunev; – Obninsk, 2006. – 10 pages, 4 illustrations, 1 table. – References, 11 titles.

The lead cooled fast reactors are one of few concepts of the new-generation (Generation-IV) power nuclear reactors. The ideals of natural safety are attainable for the lead cooled reactors (for example, BREST). In this type power reactor is proposed to use natural lead with 1,4% ^{204}Pb – 23,6% ^{206}Pb – 22,6% ^{207}Pb – 52,4 % ^{208}Pb – isotopical composition.

The BREST-concept has potential reserves for further increase of inherent safety level. (If this to be needed.) It is weighly for the high-power reactors. Lead with high concentration of ^{208}Pb -isotope utilization is one of such reserve. The isotopes dressing of lead are costly. But, it is known that ^{208}Pb is product of radio-active decay of the ^{232}Th . The half-live of ^{232}Th is $1,4 \cdot 10^{10}$ years. Therefore, approximately 20% of thorium was transmuted into ^{208}Pb . The thorogeneous lead can be used as a coolant of the fast reactors.

Choise of the preferables deposits of lead and optimisation of the isotopical composition of lead (as the coolant of the fast reactors) are interesting for future large-scale nuclear power engineering, based on safe reactors.

УДК 621.039.51

Investigation of the Point Model of the Xenon Oscillations |N.O. Ryabov, A.A. Semenov; – Obninsk, 2006. – 8 pages, 6 illustrations, 1 table. – References, 6 titles.

In the article the procedure of the investigation of the point model of xenon fluctuations taking into account power reactivity coefficient is presented. The dimensionless equations of the decay of xenon and iodine are built. It turned out that the qualitative behavior of system in the utilized approximation is determined by two dimensionless criteria. On the coordinate plane, given to this criteria, built the regions of the qualitatively different behavior of model. Formulas for the position of equilibriums of system and natural vibration frequencies are obtained.

УДК 621.039.516.4

Comparative Analysis of Methods and Tools for Open and Closed Fuel Cycles Modelling: MESSAGE and DESAE | A.A. Andrianov, Yu.A. Korovin, V.M. Murogov, E.V. Fedorova, G.A. Fesenko; – Obninsk, 2006. – 8 pages, 8 illustrations, 1 table. – References, 7 titles.

Comparative analysis of optimization and simulation methods by the example of MESSAGE and DESAE programs was carried out for nuclear prospects and advanced fuel cycles modeling. Test calculations for open and two-component nuclear system closed fuel cycle were performed. Auxiliary simulation-dynamic model was developed to specify MESSAGE and DESAE modeling approaches difference. The model description is given.

УДК 621.039.516.4

Optimization of Transition to Two-Component Nuclear Power by Plutonium Proliferation Risk Exposure Minimization Criterion | A.A. Andrianov, G.A. Fesenko; – Obninsk, 2006. – 9 pages, 8 illustrations, 1 table. – References, 13 titles.

The structure of global nuclear power on the phase of transition from present unicomponent nuclear power with the collected plutonium in different forms up to the established development of two-component nuclear power with fast reactors and lack of plutonium in an external fuel cycle by criterion of minimization of potential plutonium proliferation risk is optimized. The cumulative proliferation risk exposure for various scenarios of global nuclear power development is calculated.

УДК 621.039.586: 621.039.526

Failure of Fuel Element Cladding of Fast Reactor Causing Release of Gas Fission Products into Sodium Coolant | A.V. Volkov, I.A. Kuznetsov; – Obninsk, 2006. – 11 pages, 6 illustrations, 1 table. – References, 6 titles.

The computer code TWOCOM simulating the fission gas jet from pin failure in subassembly of fast reactor are described. The mathematical model of the computer code in which basis a fully system of conservation equations two component flow for liquid sodium and gas is put is briefly stated. Test calculations of steady and transient experiments on studying gas release into sodium circulation loop are resulted. Some results of the parametric study due to pin failure and gas release for subassembly of BN-600 reactor are resulted.

УДК 621.039.586: 621.039.526

The Advanced Sodium Boiling Model for the Analysis of Accidents within Fast Reactors | A.V. Volkov, I.A. Kuznetsov; – Obninsk, 2006. – 11 pages, 5 illustrations, 2 table. – References, 13 titles.

Method of calculation for transient conditions of sodium boiling used two-component non-equilibrium model. For this purpose is solved a fully model of two-phase flow using six conservation equations for 2D integral calculation domain. Proposed method has been designed calculation code called TWOCCB. Reliability of code has been verified on calculation tests. Code is proposed for solving applied tasks of the analysis of design and beyond design accidents in sodium cooled reactors.

НАШИ АВТОРЫ

Андианов А.А. – аспирант, младший научный сотрудник лаборатории «ПУСК» Обнинского государственного технического университета атомной энергетики (ИАТЭ).

Белоусов С.Н. – инженер, ФГУП «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова» (ОКБМ).

Виленский О.Ю. – начальник бюро ОКБМ.

Волков А.В. – старший научный сотрудник расчетно-теоретической лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ. Окончил Обнинский институт атомной энергетики в 1989 году. Область научных интересов: безопасность АЭС с РБН, расчетно-теоретический анализ тяжелых аварий быстрых реакторов.

Волков Ю.Н. – аспирант кафедры «Теоретическая и экспериментальная физика ядерных реакторов». Закончил Московский инженерно-физический институт (государственный университет) в 2004 г. Область научных интересов: физика реакторов, нестационарные процессы в активной зоне реактора, математическое моделирование физических процессов.

Кадников А.А. – заместитель генерального директора ПО «Атомэнергоремонт»

Коровин Ю.А. – д.ф.-м.н., профессор, заведующий кафедрой общей и специальной физики ИАТЭ.

Кузавков Н.Г. – к.т.н., главный специалист ОКБМ.

Кузнецов И.А. – к.т.н., начальник расчетно-теоретической лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ. Окончил Брянский институт транспортного машиностроения в 1960 году. Область научных интересов: безопасность АЭС с РБН.

Куклин М.Ю. – инженер Уральского турбинного завода.

Мальков А.В. – начальник экспериментального подразделения ОКБМ.

Мурогов В.М. – д.т.н., профессор кафедры общей и специальной физики ИАТЭ.

Наумов В.И. – к.ф.-м.н., профессор кафедры «Теоретическая и экспериментальная физика ядерных реакторов» Московского инженерно-физического института (государственного университета). Область научных интересов: физика реакторов, динамика и безопасность ЯЭУ, проблемы ядерной энергетики. Автор ряда учебных пособий и публикаций

Окунев В.С. – к.т.н., доцент кафедры «Ядерные реакторы и установки» Московского государственного технического университета им. Н.Э. Баумана.

Петрунин В.В. – д.т.н., первый заместитель директора ОКБМ по НИОКР, главный конструктор промышленных РУ.

Сесекин А.Н. – д.ф.-м.н., профессор, заведующий кафедрой прикладной математики Уральского государственного технического университета – УПИ. г. Екатеринбург.

Ташлыков О.Л. – доцент кафедры «Атомная энергетика». Закончил Томский политехнический институт в 1978 году. Область научных интересов: оптимизация ремонтных работ на АЭС, снижение облучаемости ремонтного персонала.

Федорова Е.В. – старший научный сотрудник лаборатории «ПУСК» ИАТЭ.

Фесенко Г.А. – к.ф.-м.н., доцент кафедры общей и специальной физики ИАТЭ.

Ченцов А.Г. – д.ф.-м.н., профессор, член-корреспондент РАН, заведующий отделом Института математики и механики УрО РАН.

Шепелев С.Ф. – к.т.н., заместитель начальника отдела ОКБМ.

Щекlein C.E. – д.т.н., профессор Уральского государственного технического университета – УПИ, заведующий кафедрой «Атомная энергетика».

OUR AUTHORS

Andrianov A.A. – post-graduate student of the general and special physics department, junior researcher of the laboratory «PUSK» of the Obninsk State Technical University of the nuclear power engineering (OINPE).

Belousov S.N. – Design Engineer, FSUE «I.I. Afrikantov OKB Mechanical Engineering» (OKBM).

Chentsov A.G. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, corresponding member of RAS, head of department of the Institute of mathematics and mechanics RAS.

Fedorova E.V. – senior researcher of the laboratory «PUSK» of the OINPE.

Fesenko G.A. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Associated Professor of the general and special physics department of the OINPE

Kadnikov A.A. – deputy general director of the «Atomenergoremont»

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

Kuklin M.J. – engineer of the Ural turbine plant.

Kuzavkov N.G. – Cand. Sci. (Engineering), principal specialist of the OKBM.

Kuznetsov I.A. – Cand.Sci. (Engineering), head of calculational and theoretical laboratory of the SSC RF-IPPE. Graduated from the Bryansk Mashine Building Institute in 1960. Scientific interests: safety of NPPs with fast breeder reactors.

Malkov A.V. – head of experimental division FSUE of the OKBM.

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

Naumov V.I. – Cand. Sci. (Phys-Math), Professor at the department of theoretical and experimental reactor physics of Moscow Engineering Physics Institute (State University). Scientific interests: reactors physics, dynamics and safety of

nuclear power plants, problems of nuclear power engineering. Author of a series of text-books and published works.

Okunev V.S. – Cand. Sci. (Engineering), Associate Professor of the Bauman Moscow State Technical University (Department of Nuclear Reactors and Plants)

Petrinin V.V. – Dr. Sci. (Engineering), First Deputy Director for R&D Work, Chief Designer for commercial reactor plants of the OKBM.

Sesekin A.N. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, head of department of applied mathematics of the Ural state technical university – UPI. Ekaterinburg.

Sheklein S.Ye. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the Ural State Technical University – Ural Polytechnical Institute, head of the «Nuclear Industry» department.

Shepelev S.F. – Cand. Sci. (Engineering), deputy head of department of the OKBM.

Tashlykov O.L. – Assosiated Professor of the department «Nuclear Industry». Graduated from the Tomsk polytechnical institute in 1978. Scientific interests: maintenance NPP optimization, personnel irradiation decrease.

Vilensky O.Yu. – head of design group of the OKBM.

Volkov A.V. – senior researcher of calculational and theoretical laboratory of the SSC RF-IPPE. Graduated from the Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering in 1989. Scientific interests: safety of NPPs with fast breeder reactor, calculational and theoretical analysis of severe accidents within fast reactors.

Volkov Yu.N. – post-graduate student of Moscow Engineering Physics Institute (State University), graduated from MEPhI in 2004. Scientific interests: reactor physics, transients in reactor core, mathematical modeling of physical processes.