

## Секция 4

## Проблемы ядерной энергетики

УДК 230.1+621.039.009

**От православия к феномену ядерной энергии:  
заимствование фрагментов методологии антропосоциального толкования****Е.В. Комлева***Институт философии и политологии, Технический университет, г. Дортмунд, Германия*

Нельзя сказать, что гуманитарные науки, философия, теология, литература и искусство XX века оставили амбивалентный феномен ядерной энергии (основные понятия - [http://narfu.ru/aan/archive/AaN\\_2012\\_5.pdf](http://narfu.ru/aan/archive/AaN_2012_5.pdf)), как важную часть бытия, без внимания (см., например, три мои статьи по адресу <http://e-conf.nkras.ru/konferencii/econf/filos.html>). Но этого внимания явно мало. И, пожалуй, недостает примеров, индивидуальных и коллективных, “высшей пробы” по таланту “исполнителей”. Нет достойной методологической базы и полноты смотрения. Такая база может формироваться через фундаментальные аналогии, которые необходимо выбрать. Полезным обещает быть социокультурное сопряжение феномена ядерной энергии и религии. Прежде всего - подход от постулатов и богословских достижений христианства и Православия. Обозначим лишь предпосылки и контуры такого подхода от богословского толкования Православия к толкованию ядерной энергии в социокультурном пространстве. Мы не будем затрагивать вопросы веры в Бога. Аналогично, в какой-то мере, учебным курсам “Основы православной культуры”. Будем направляемы лишь спецификой методологии Православия и, в контексте сопряжения феноменов, основными вопросами “зачем?”, “почему?” и “как?”

**ВСЕЛЕНСКОЕ И ЦИВИЛИЗАЦИОННОЕ РОДСТВО**

У ядерного и религиозного феноменов много общего в базисе и пограничных темах. Ядерной энергии присущи элементы вечности по сравнению с жизнью человечества, а также прямой “вклад” в реальность его существования. Что в сфере социальных явлений имеет хоть как-то схожие параметры времени и значимость для осмысления генезиса человека и проявления людей как цивилизации? Конечно же, прежде всего, религия, а также ее мировоззренческая составляющая. Христианство и Православие ориентируют человека на вечность, рассматривают ключевые проблемы в таком ракурсе. Они дают нормы, иногда парадоксальные, земной (внешней и внутренней) жизни людей – добра и зла, чтобы иметь достойную перспективу будущего.

Человек принадлежит двум мирам - материальному и духовному. С одной стороны, мы - дети энергии и вещества звезд. Мы состоим из молекул, атомов и атомных ядер, то есть ядерная энергия не только вне, но и внутри нас. В прямом и переносном смыслах. С другой, - “Бог - Отчужденный”. Уже начало жизни, как известно, трактуют именно эти две концепции.

**ЗАЧЕМ НУЖНО?**

Согласно христианству и Православию, мир устроен так, что есть рай и ад. Человечество должно выбирать между ними. С полным осознанием и того, и другого. Ядерная энергия деяниями людей может на Земле обеспечить либо одно, либо другое. Познание ядерной энергии (в антропосоциальном контексте) и овладение ей имеют обнадеживающий смысл только в единстве с глубоким пониманием сути человека и общества как основы действий в ядерной сфере.

Православие приводит к мысли, что наше нынешнее, так называемое нормальное, состояние глубоко ненормально по существу. Потенциал человека велик, но нельзя, чтобы человек “неочищенный” проявлял себя в полной силе. Богоподобная природа человека с огромным потенциалом глубоко повреждена. Как следствие, политическое и научно-техническое развитие человечества вопреки первоначальным благим намерениям привело к возможности краха земной цивилизации. В глобальном плане необходимо очеловечить человечество, победить внутреннее зло в человеке, чтобы не случались все новые и “совершенные” “Содомы” и “Гоморры”. Причем апологеты Православия (например, профессор-богослов А. Осипов) доказывают это вполне светски, научно, логично, исторично, на фактах [1]. Добавим, что далеко не все ладно с чистотой души и у профессионалов ядерного дела. А это - !?!?

Хотя у Православия пока нет однозначного, на все случаи “ядерной” жизни мировоззренческого “рецепта”, оно располагает общечеловеческим опытом, который формировался тысячи лет. Опыт этот и истина Откровения (если принять таковое за факт)

позволяют черпать из них многое вновь и вновь. И это хороший базис при грядущем соосмыслении, совместно атеистами и верующими, ядерного феномена и человечества. Непродуктивно упорствовать и блокировать продвижение, сосредоточившись исключительно на анализе истинности и правомочности религии. Целесообразно методологически учиться у мировоззрения, которое "во веки веков". Поэтому в предстоящем сотрудничестве предпочтительны каноны и апологеты религии. Хотя без внимания не должны быть оставлены и доводы критиков религии, особенно когда они мотивируют всестороннее обсуждение вопросов методологии.

Мы не призываем критиковать религию или примитивно подстраиваться под ее каноны. Мы ищем для духовно-гуманитарной рефлексии ядерного феномена достойные интеллектуальные ракурсы и ресурсы, основания, позиции, концепции, принципы, подходы. И тут богатейший опыт религии как особого рода мировоззрения и устойчивого социального явления никак нельзя не использовать. При тщательности и корректности обращение к этому феномену возможно без ущерба для религиозных канонов и без нареканий со стороны светских философов. Потому что христианство, в изначальном смысле, если не считать его Откровением, – это некая гениальная "задумка", пример пути, который только и может дать результат позитивного изменения гибнущего мира через изменение человека.

Богословом в духовно-гуманитарном осмыслении феномена ядерной энергии и формировании приемлемого социоядерного будущего, думается, должна быть отведена важная роль. Особенно православным. База – оставшаяся, на фоне радикальных изменений (искажений первоначальной сути) других ветвей христианства, ориентация Православия на внутренний мир человека, на его духовное самосовершенствование. Лишь Православие еще имеет шанс не увлечься исключительно омирщением и социализацией, не отойти от первоначальной и главной задачи христианства – видеть глубинный корень всех бед и радостей, потерь и благ, земного и вечного, индивидуального и общечеловеческого бытия. В итоге – сохранить стремление к полноте очищения души, внутреннего мира человека.

#### ПОЧЕМУ ВОЗМОЖНО?

Апологеты Православия "идут" в народ научно-технической сферы. Патриарх Московский и Всея Руси Алексий II писал: "Без упования на Господа... невозможен подлинный успех в области ядерной энергии" [2]. Наука и религия методологически во многом не являются абсолютными антагонистами. В глобальной проблеме возможности познания мироздания (в познании микромира и мегамира особенно.) их взгляды сходятся – адекватно познать нельзя. Наука и религия не только не антагонистичны, но и морально-нравственно начинают сближаться.

Протоиерей Д. Кирьянов отмечает: "С момента возникновения во второй половине XX века междисциплинарной области исследований «наука и религия» сформировалось множество концептуальных подходов... соотношения науки и религии". Рассматривалась даже "программа «критического реализма» как моста между наукой и религией", а также - методологические параллели [3]. Достаточно известно к тому же, на большем уровне обобщения, что христианство, например, методологически взаимодействовало и взаимодействует с различными нехристианскими культурами.

Различные религии уже высказывались по поводу ядерного оружия [4]. Адекватная религиозная оценка "мирного атома", видимо, впереди. Обращение к достижениям мыслителей религиозной философии, практическому опыту Церкви и религиозных средств массовой информации может дать многое. Русская Православная Церковь, например, считает, что "внедрение" незыблемых духовных ценностей в научно-техническое творчество далеко выходит за национально-государственные рамки, непосредственно относясь к поискам оснований для строительства общечеловеческой цивилизации в новом тысячелетии [5].

Всемирный Русский Народный Собор провел в Сарове слушания "Ядерные вооружения и национальная безопасность России" и "Проблемы взаимодействия Русской Православной Церкви и ведущих научных центров России". Знаковым событием в процессе сближения подходов естественных наук и религии к познанию мира явилось присвоение в 2010г Патриарху Кириллу степени почетного доктора НИЯУ МИФИ.

Профессор-богослов А. Осипов в 1991-99 годы был сопредседателем резонансной ежегодной Международной Конференции "Наука. Философия. Религия" в Объединённом институте ядерных исследований. Он более двадцати лет успешно читал лекции и дискутировал в аудитории физиков-ядерщиков, напоминая об ответственности ученых, в 2011г. получил в Дубне почетную награду ОИЯИ за выдающиеся достижения в богословии и многолетнее сотрудничество

с этим институтом. Он же при толковании догмата Святой Троицы как удачные аналогии неоднократно использует концепты “человек” и “атом” [1].

#### ПОТЕНЦИАЛЬНЫЕ МЕТОДОЛОГИЧЕСКИЕ СОПРЯЖЕНИЯ

Назовем лишь некоторые возможные ракурсы:

космизм/вселенность;

Троица;

единение с человеком;

всечеловечность (“и иудей, и эллин...”);

“по делам и мыслям нашим...”;

вера в свое дело, идейная твердость, святоотеческие традиции.

#### СОВРЕМЕННЫЕ ОСОБЕННОСТИ: ПРАГМАТИКА “ТОЧЕК РОСТА”

В России есть два ядерно-религиозных центра - Саров и Сергиев Посад. Высказано предположение о третьем [6].

Главный вопрос атомной энергетики сегодня не технологический, а психологический, сказал, подводя итоги состоявшегося в рамках Петербургского экономического форума – 2012 “круглого стола” “Атомная энергетика: год после Фукусимы”, генеральный директор Росатома С. Кириенко (<http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=3854>). Атомная энергетика в России умрет без поддержки общественности, заявил журналистам первый заместитель гендиректора Росатома А. Локшин в кулуарах седьмого международного общественного форума-диалога “Атомная энергия, общество, безопасность - 2012” ([http://www.ria.ru/atomtec\\_news/20120905/743554229.html](http://www.ria.ru/atomtec_news/20120905/743554229.html)). Говоря, скорее всего, о сиюминутных частностях, чиновники, не ведая того, что называется, “попали в яблочко”.

Осмысление ядерного феномена и укоренение в социуме ядерного техно в значимых для цивилизации, легитимных и безопасных масштабах, как и религии (по крайней мере – христианства), глобально должно иметь цель не погубить человека, а спасти его. Ядерный пример, экзаменованный в координатах канонов Православия и в контексте социоядерного антропного принципа и социокультурной парадигмы ([http://narfu.ru/aan/archive/AaN\\_2012\\_5.pdf](http://narfu.ru/aan/archive/AaN_2012_5.pdf); <http://www.dialog21.ru/biblio/komleva.htm>), послужит формированию общей социоядерной ментальности, индивидуальной и государственной. Созданию цивилизованных мировоззренческих и социально-гуманитарных оснований мудрого развития других амбивалентных относительно всего человечества наук и технологий, число которых впредь будет лишь множиться. В совокупности это может способствовать консолидации человечества перед лицом глобальных вызовов, грозящих ему уничтожением. А также выработке механизма осознания всеобщей сопричастности и социальной ответственности человечества за свою судьбу.

Более ранняя попытка постановки темы обозначена в предыдущих моих публикациях (<http://noc.chgaki.ru/?page=conf>; Религия и феномен ядерной энергии: контуры социокультурного сопряжения. Специальный диплом за статью на конкурс научных работ “Ответственность религии и науки в современном мире”, ноябрь 2005 г., Библейско-Богословский Институт святого апостола Андрея, Москва; <http://helion-ltd.ru/komleva-sp-11-2008/>; <http://helion-ltd.ru/philosophical-base/>; <http://www.voskres.ru/economics/komleva.htm>; <http://e-conf.nkras.ru/konferencii/econf/filos.html>; <http://www.lawinrussia.ru/node/164207>; <http://www.sciteclibrary.ru/rus/catalog/pages/10627.html> и др.). Она соответствует тенденции общего усиления гуманизации и гуманитаризации естественнонаучной и технической сфер.

Благодарю за поддержку исследований и ценные комментарии профессора Brigitte Falkenburg.

#### Список используемой литературы:

1. Осипов А.И. Аудио-лекции ([http://www.aosipov.ru/audio/audio\\_obschii\\_spisok\\_lectsij.html](http://www.aosipov.ru/audio/audio_obschii_spisok_lectsij.html)).
2. Приветствие Патриарха Московского и Всея Руси Алексия II участникам слушаний “Ядерные вооружения и национальная безопасность России” (<http://pravсаров.nne.ru/content/publication/461/552/486/518.html>).
3. Кирьянов Д.В. Наука и религия: многообразие методологических подходов // Труды Тобольской Духовной семинарии, выпуск 2. – Тобольск: Тобольская Духовная семинария, 2011. – С. 117-134.
4. Ethics and weapons of mass destruction: religious and secular perspectives / edited by S.H. Hashmi and S.P. Lee. - Cambridge, 2004. - 533 p.
5. Доклад Патриарха Алексия II на Юбилейном Архиерейском Соборе РПЦ, 2000г.
6. Комлева Е.В. Антропосоциоядерный феномен // Век глобализации. – 2011, №2. – С. 140-149.

УДК 621.039

**Анализ аварийной ситуации течь первого контура на третьем энергоблоке Кольской АЭС****И.И. Коростелева, А.Г. Коротких***Томский политехнический университет, г. Томск, Россия***E-mail: korosteleva1990@yandex.ru**

Проведен расчетный анализ аварии «течь первого контура в сочетании с отказом системы аварийной подпитки» и распространения водорода в герметичных помещениях Кольской АЭС. По результатам расчетного анализа разработаны рекомендации по предотвращению взрывоопасных ситуаций.

Стратегия развития топливно-энергетического комплекса России в первой половине XXI века предусматривает увеличение доли атомной энергетики в структуре генерирующих мощностей. В период 2010–2020 годов планируется ежегодный ввод в эксплуатацию АЭС суммарной установленной мощностью до 2000 МВт. Большая часть вводимых АЭС будет оснащена реакторами типа ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор).

Анализ программных документов Правительства России по развитию атомной энергетики показывает, что в ближайший период необходимо решить задачу выбора и обоснования конфигураций новых проектов АЭС с ВВЭР, прежде всего, определения технических решений и мер повышающих безопасность новых проектов.

Одними из требований по обеспечению безопасности являются «Правила обеспечения водородной взрывозащиты на атомной станции» [1]. Они устанавливают основные принципы взрывозащиты и требования к взрывозащите, реализуемые при проектировании и эксплуатации с целью предупреждения и ослабления проектных и запроектных аварий (ЗПА), сопровождающихся взрывом водородсодержащих смесей.

В связи с этим на Кольской АЭС возникает необходимость провести анализ возможных аварийных ситуаций с образованием больших концентраций водорода в герметичных помещениях (ГП), для установления соответствия современным нормам по обеспечению водородной взрывозащиты.

Основными источниками водорода на внутрикорпусной стадии аварии являются парациркониевая и паростальная реакции, возникающие вследствие взаимодействия элементов (фрагментов) активной зоны и внутрикорпусных устройств с теплоносителем. При этом различные сценарии аварий отличаются скоростями и количеством выхода водорода.

В данной работе представлены результаты расчете сценария аварии «течь первого контура диаметром 100 мм в сочетании с отказом системы аварийной подпитки» на третьем энергоблоке Кольской АЭС [2]. Моделирование сценариев аварий необходимо для разработки методов управления водородной ситуацией.

Расчет производится с помощью интегрального кода СОКРАТ [3], который включает в себя: код РАТЕГ, предназначенный для моделирования теплогидравлических процессов в реакторной установке (РУ) ВВЭР, программный пакет СВЕЧА – для моделирования процессов разрушения активной зоны при тяжелых ЗПА, код ГЕФЕСТ, предназначенный для моделирования теплофизических явлений в расплаве активной зоны и внутрикорпусных устройств, код КУПОЛ-М – для расчета термодинамических параметров среды в объеме защитной оболочки АЭС с ВВЭР при авариях с потерей теплоносителя.

Уравнения, используемые интегральным кодом Сократ при моделировании аварий:

- 1) Уравнение неразрывности для кислорода и циркония:

$$\frac{\partial C_j}{\partial \tau} = - \frac{\partial(f_o^j \cdot r)}{(r \cdot \partial r)}; \frac{\partial(r \cdot v_f)}{\partial r} = 0,$$

где  $f_o^j(r, \tau, t)$  – полный поток кислорода в j-ом слое,  $1/m^2 \cdot c$ ;  $C_j(r, \tau)$  – концентрация кислорода в j-ом слое,  $1/m^2$ ;  $r$  – радиус слоя, м;  $v_f$  – скорость смещения несжимаемой решетки циркония j-ого слоя, м/с;

- 2) Нестационарное уравнение теплопроводности:

$$\frac{\partial t}{\partial \tau} = a \nabla^2 t + \frac{q_v}{c\rho},$$

где  $a$  – коэффициент температуропроводности,  $m^2/c$ ;  $q_v$  – тепловой поток,  $Вт/m^3$ ;  $c$  – удельная теплоёмкость,  $Дж/кг \cdot К$ ;  $\rho$  – плотность,  $кг/m^3$ ;  $\tau$  – время, с;  $t$  – температура, К.

Системы обыкновенных дифференциальных уравнений сохранения импульса:

$$\frac{dM}{d\tau} = \frac{d}{d\tau} \sum_k m_k = \sum_k (\sum_j G_j - \sum_i G_i^{con} - \sum G_{bub}^{con})_k,$$

$$P = \sum_k \rho^k R^k t = \sum_k P^k,$$

$$V \rho_m c_m \frac{dt}{d\tau} = -\sum_n (\rho_m c_m v S)_n (t - t_n) - \sum_m (\alpha F)_m (t - (t_w)_m) + J_v(r_v) + V \frac{dP}{d\tau},$$

где  $M$  – масса парогазовой смеси, кг;  $m_k$  – масса  $k$ -ой компоненты парогазовой смеси, кг;  $G_j$  – изменение массы  $k$ -ой компоненты парогазовой смеси за счет перетечек и внешних источников, кг/с;  $G_i^{con}$  – изменение массы  $k$ -ой компоненты парогазовой смеси за счет конденсации, кг/с;  $G_{bub}^{con}$  – изменение массы  $k$ -ой компоненты парогазовой смеси за счет объемной конденсации, кг/с;  $R$  – газовая постоянная смеси газов, Дж/(кг·К);  $V$  – объем, м<sup>3</sup>;  $c_m$  – теплоемкость парогазовой смеси, Дж/(кг·К);  $\rho_m$  – плотность парогазовой смеси, кг/м<sup>3</sup>;  $v$  – скорость среды, м/с;  $\alpha$  – коэффициент теплоотдачи, Вт/(м<sup>2</sup>·К);  $F$  – величина, характеризующая сопротивление канала, соединяющего смежные боксы;  $t_w$  – температура стенки, °С;  $r_v$  – теплота фазового перехода, Дж/кг.

Исходные данные для моделирования кодом СОКРАТ:

1) реактор: тепловая мощность – 1375 МВт, номинальное давление в 1 контуре 12,26 МПа, расчетное давление в 1 контуре – 13,72 МПа, расход воды через реактор – 41800 м<sup>3</sup>/ч, температура воды на входе в реактор 268 °С, температура воды на выходе из реактора – 297 °С, средний подогрев теплоносителя – 29 °С, перепад давления на реакторе 0,34 МПа, высота корпуса – 11,8 м, максимальный диаметр корпуса 4,27 м, общее количество кассет в активной зоне – 349, количество твэл в рабочей кассете – 126, количество твэл в кассете аварийных регулирующих кассет (АРК) – 126, тип кассеты – чехловая шестигранная, размер чехла 143 мм, длина рабочей части кассеты – 2420 мм, длина кассеты АРК – 2320 мм, масса топлива в рабочей кассете – 120,2 кг, масса топлива в кассете АРК – 120,2 кг;

2) парогенератор: тепловая мощность – 229 МВт, паропроизводительность – 452 т/ч, давление генерируемого пара – 4,61 МПа, температура генерируемого пара – 258,8 °С, температура питательной воды при номинальной мощности – 223 °С, температура питательной воды при отключении ПВД – 158 °С, поверхность теплообмена – 2500 м<sup>2</sup>;

3) компенсатор давления: внутренний объем – 38 м<sup>3</sup>, объем пара в номинальном режиме – 16 м<sup>3</sup>, внутренний диаметр – 2400 мм, высота корпуса – 9200 мм, толщина стенки корпуса в цилиндрической части – 140 мм.

Результаты расчета сценария аварии «течь первого контура диаметром 100 мм в сочетании с отказом системы аварийной подпитки» представлены на рис. 1 и в табл. 1–2.

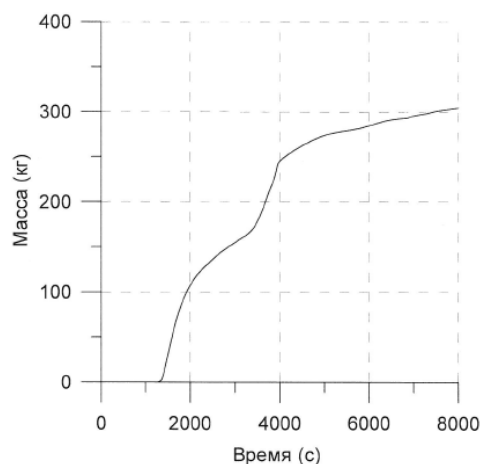


Рис. 1. Интегральный выход водорода в течь эквивалентным диаметром 100 мм.

Согласно расчетным данным начало интенсивной генерации водорода происходит при  $\tau = 1184$  с и при  $\tau = 8000$  с достигает максимального значения.

Таблица 1. Основные события аварийного процесса.

Основные этапы развития аварии	Время, с
Исходное событие – течь 1-го контура $d = 100$ мм	0
Срабатывание аварийной защиты	9,6
Отключение турбогенераторов	19,6
Начало выбега ГЦН	22
Начало осушения активной зоны	19
Начало разогрева активной зоны	580
Начало генерации водорода	1184
Полное осушение активной зоны	1238
Превышение температуры оболочек твэл проектного предела (1473 К)	1250
Начало выхода материалов разрушенной части активной зоны и элементов внутрикорпусных устройств в нижнюю камеру реактора	2922
Превышение температуры плавления топлива в разрушенной области активной зоны ( $T > 2850$ К)	1355
Окончание расчета	8500

Таблица 2 – Основные данные по выходу водорода

Параметр	Количество
Наработка водорода	308 кг
Пиковая скорость генерации водорода	0,25 кг/с

Анализ результатов расчета показал, что в отсутствие мер по подавлению водорода и управлению авариями невозможно выполнение всех требований обеспечения водородной безопасности в герметичных помещениях.

К основным требованиям относятся:

1. исключение детонации и дефлаграции водородосодержащих смесей в помещениях, расположенных в объеме, ограниченном герметичным ограждением, при проектных авариях;
2. детонация водородосодержащих смесей исключается, а дефлаграция допускается при условии, если локализирующие системы безопасности выполняют функции, определенные проектом атомной станции.

Таким образом, концепция обеспечения водородной безопасности для сценариев типа малая течь предусматривает выполнение сочетания следующих мер: применение системы пассивных каталитических рекомбинаторов водорода и мер по инертизации среды паром путем управления спринклером.

При выборе мест размещения рекомбинаторов рекомендуется равномерное по объему контейнента распределение мощностей рекомбинаторов. Выбираем 37 рекомбинаторов типа РВК-2 производительностью 0,32 г/с при концентрации водорода 5 %. К моменту образования максимальных концентраций система пассивных каталитических рекомбинаторов снизит количество водорода на 140 кг, что обеспечит выполнение требований водородной безопасности в конкретных условиях тяжелых аварий на АЭС.

#### Список используемой литературы:

1. Правила обеспечения водородной взрывозащиты на атомной станции. – М.: Госатомнадзор России, – 2002. – 20 с.
2. Учебный материал для обучаемого. Система удаления водорода из герметичных помещений системы локализации аварий 3 блока Кольской АЭС. – М.: 2010. – 19 с.
3. Системный тяжелоаварийный код СОКРАТ/В1. Руководство пользователя. – М.: АНО ЦАБ ИБРАЭ РАН, – 2010. – 8 с.

УДК 629.039.58

**Система соотношений, используемая для замыкания уравнений двухжидкостной модели, применяемой для анализа развития аварий в реакторах с жидкометаллическим охлаждением**

**М.Е. Кузнецова, А.А. Бутов, И.С. Вожаков, И.Г. Кудашов, Э.В. Усов,  
С.И. Лежнин, Н.А. Прибатурин**

*Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук,  
Новосибирский Филиал, г. Новосибирск, Россия*

**E-mail: [kuznetsovamarina89@gmail.com](mailto:kuznetsovamarina89@gmail.com), [usovev@ngs.ru](mailto:usovev@ngs.ru)**

Разработана система соотношений, описывающих межфазные взаимодействия при течении двухфазного жидкометаллического теплоносителя. Проведена верификация предложенных соотношений. Теоретически исследовано влияние неконденсируемых газов на теплообмен при фазовых переходах.

Численный анализ развития аварий в ядерных энергетических установках позволяет получить детальную картину происходящих во время аварии процессов. Основной сложностью моделирования течения жидкометаллического теплоносителя в реакторе в аварийном режиме является его двухфазность.

Правильность расчета процессов, происходящих в двухфазном потоке, определяется тем, насколько точно модельные соотношения для механического и теплового взаимодействия фаз описывают реально происходящие процессы. Механизмы межфазного трения определяются режимами течения. В пузырьковом режиме течения трение рассчитывается как трение жидкости о сферический паровой пузырь, в дисперсно-кольцевом – как сумма сил трения сферических капель в паровом потоке и парового ядра о пленку жидкости, в дисперсном – трение газа о сферические капли.

Режим	Коэффициент межфазного трения
Пузырьковый режим $0 < \alpha \leq 0.3$	$F_{i\_bub} = -C_0 C_{bub} V_{gf}$ $C_0 = 1,2 - 0,2 \sqrt{\rho_g / \rho_f}$ $C_{bub} = 0,75 C_{db} \alpha \rho_f / D_{bub}$ $C_{db} = \begin{cases} 240, & Re_{bub} < 0,1031 \\ 24 \cdot (1 + 0,15 Re_{bub}^{0,687}) / Re_{bub}, & Re_{bub} < 989 \\ 0,44, & Re_{bub} > 989 \end{cases}$ $V_{gf} =  V_g - V_f $ $Re_{bub} = D_{bub} \rho_f V_{gf} / \mu_f$
Дисперсно-кольцевой режим $0.7 \leq \alpha \leq 0.999$	$F_i = F_d + F_{an}$ $F_d = A_d \left( \frac{C_d}{4} \frac{0,796 \cdot R_d \cdot \rho_g \cdot (V_g - V_d)^2}{D_d} \right) \frac{1}{V_g - V_f}, \quad C_d = \frac{24}{Re_d} (1 + 0,1 Re_d^{0,75}),$ $Re_d = \frac{D_{bub} \rho_g (V_g - V_d)}{\mu_g / (1 - \alpha_d)^{2,5}}, \quad V_g - V_d = D_d \left[ \frac{(g \Delta \rho)^2}{\mu_g \rho_g} \right]^{1/3} \alpha_d (1 - \alpha_d)^{1,5}, \quad \alpha_d = E^* \frac{\alpha_f V_f}{\alpha_g V_g}$ $D_d = We_{cr} \sigma_f / \rho_g (V_g - V_f)^2, \quad D_d < 0,9 \cdot D_h \quad A_d = 6 \alpha_f E^* / D_d$ $E^* = [1 - (1 - 1/E)(V_d / V_f)]^{-1}, \quad E = th(7,25 \cdot 10^{-7} Re^{0,25} We^{1,25}),$ $We = \rho_g (\alpha V_g)^2 D_h / \sigma \cdot ((\rho_g - \rho_f) / \rho_g)^{1/3} \quad Re = \rho_f (1 - \alpha) \cdot V_f D_h / \mu_f$
Дисперсный режим $0.9999 \leq \alpha < 1$	$F_{an} = C_{an} \rho_g V_{gf} A_{i\_film} / 2, \quad A_{i\_film} = 4 \sqrt{\alpha + (1 - \alpha) E^*} / D$ $Re_{gl} = V_{gf} D_{hyd} \rho_g \sqrt{\alpha + (1 - \alpha) E^*} / \mu_g \quad C_{an} = \begin{cases} 64 / Re_{gl}, & Re_{gl} < 500 \\ 0,2 \cdot \left( 1 + 150 \frac{1 - (\alpha + (1 - \alpha) E^*)}{1 + \sqrt{\alpha + (1 - \alpha) E^*}} \right), & Re_{gl} > 1500 \end{cases}$
	$C_d = \frac{24}{Re_d} + \frac{4}{Re_d^{1/2}} + 0,4$

Рис. 1. Коэффициент межфазного трения.

В переходном, между пузырьковым и дисперсно-кольцевым, режиме используется логарифмическая интерполяция коэффициента межфазного трения ввиду отличия коэффициентов на четыре порядка.



Сила межфазного трения для режима, переходного между дисперсным и дисперсно-кольцевым, аппроксимировалась линейно.

Процесс межфазного теплообмена определяется значением коэффициентов теплоотдачи жидкость - межфазная поверхность и межфазная поверхность - пар.

Для нахождения коэффициента теплоотдачи на межфазной границе для жидких металлов необходимо знать коэффициент теплоотдачи от жидкости, определяемый скоростью межфазного теплообмена и коэффициент теплоотдачи, обусловленный процессами теплопереноса в приповерхностном слое.

Коэффициент теплоотдачи существенно зависит от структуры течения. На данный момент рекомендуется выделять 3 режима межфазного теплообмена: пузырьковый, кольцевой и закризисный. В пузырьковом режиме коэффициент теплоотдачи на межфазной границе в жидкости определяется двумя возможными механизмами: конвекция при обтекании потоком жидкости пузырька и перенос тепла, связанный с ростом пузырька. В кольцевом - коэффициентом теплоотдачи тонкой пленки за счет теплопроводности. В закризисном режиме коэффициент теплоотдачи выбирается таким, чтобы удержать жидкость при высоких паросодержаниях на линии насыщения. Выражения для коэффициентов теплоотдачи приведены на рис. 2.

Режим теплоотдачи	Коэффициент теплоотдачи
Общий вид	$h_{if} = \frac{h_{if}^{in} h_{if}^{\Gamma}}{h_{if}^{in} + h_{if}^{\Gamma}} \quad h_{if}^{\Gamma} = \sqrt{\frac{M_{Na}}{2\pi R}} \cdot (H_f - H_g)^2 \cdot M_{Na} \cdot \frac{P}{R \cdot T_s^{2,5}}$
Пузырьковый режим $\alpha \leq 0.3$	$h_{if}^{in} = h_{if}^{conv} + h_{if}^{therm} = (Nu^{them} + Nu^{conv}) \cdot K_f / D_{bub}$ $Nu_{conv} = 2 + 0,396 \cdot Pe^{0,5}$ $Nu_{them} = \frac{12}{\pi} \cdot \frac{\rho_f}{\rho_g} \cdot \frac{C_p^f}{H_g - H_f} (T_f - T_s)$
Кольцевой режим $0.3 < \alpha < 0.957$	$h_{if}^{in} = h_{if}^{an} = \frac{k}{D_{hyd} (1 - \sqrt{\alpha})}$
Закризисный режим $\alpha \geq 0.957$	$h_{if}^{in} = h_{if}^{an} = \frac{k}{D_{hyd} (1 - \sqrt{\alpha})}$

Рис. 2. Коэффициенты межфазного теплообмена.

Во всех двухфазных режимах температура пара удерживается на линии насыщения за счет задания коэффициента теплообмена межфазной поверхности - пар равным  $10^8$  при температуре пара большей температуры насыщения. В режиме, переходном от двухфазного течения к одному пару, используется линейная интерполяция коэффициента теплоотдачи по паросодержанию.

Для подтверждения корректности выбранных моделей было проведено сравнение результатов расчета кодом СОКРАТ-БН, в который были внедрены описанные выше модели, с экспериментальными данными из [1].

На рис. 3 (точки – эксперимент, треугольники – расчет кодом СОКРАТ-БН) видно хорошее согласие рассчитанных значений величины перегрева с экспериментальными данными.

В ядерных реакторах на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем над теплоносителем имеется газовая подушка из инертного газа, играющая роль защитной атмосферы, которая в случае разгерметизации контура должна минимизировать взаимодействие теплоносителя с окружающей средой. Через некоторое время (по мнению некоторых исследователей – порядка 100 часов) достигается равновесие между теплоносителем и газовой подушкой, и в соответствии с законом Генри в теплоносителе устанавливается равновесная концентрация газа. Таким образом, в теплоносителе всегда растворено некоторое количество неконденсируемых газов, которые могут высвободиться в паровые полости при кипении теплоносителя.



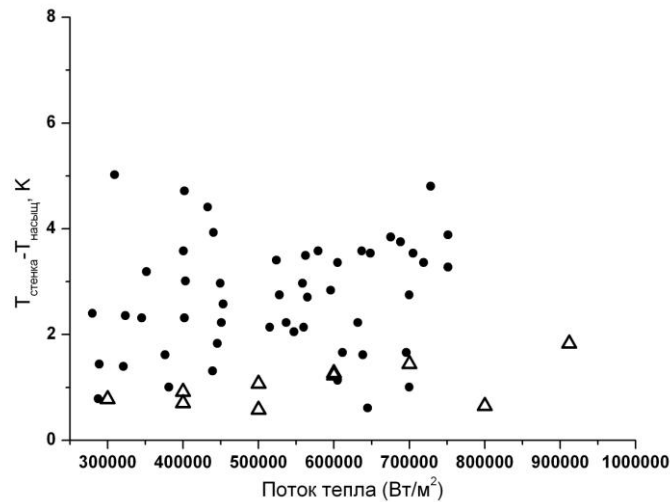


Рис. 3. Сравнение с экспериментальными данными [1].

Исследования [2] показывают, что интенсивность теплообмена в процессе конденсации сильно зависит от чистоты паров. В данной работе представлены результаты теоретического исследования влияния неконденсируемых газов на межфазный массообмен и, как следствие, на межфазный теплообмен при конденсации паров жидких металлов в кольцевом режиме течения. Получено выражение для коэффициента межфазного массообмена как функции массовой доли неконденсируемого газа в газовой фазе. Показано, что межфазный массообмен определяется скоростью диффузии пара.

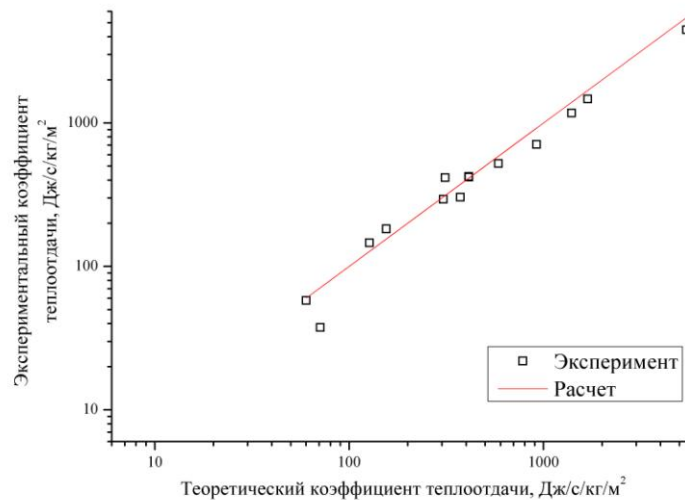


Рис. 4. Сравнение с экспериментальными данными [3].

Полученный коэффициент массообмена был верифицирован по экспериментальным данным [3] по конденсации паров калия в присутствии аргона. На рис. 4 представлены экспериментальные и теоретические коэффициенты теплообмена. Видно хорошее согласие рассчитанного коэффициента теплоотдачи с полученным в эксперименте.

#### Список используемой литературы:

1. Зейгарник Ю.А. Литвинов В.Д. Экспериментальное исследование теплообмена и потерь давления при кипении натрия в вертикальной трубе// Теплообмен – V. – 1975. – Т. 3. – Ч. 1 – С. 147 – 156.
2. Ивановский М.Н, Милованов Ю.В. Тепло и массоперенос. – М.: Наука и техника, 1968. – 387 с.
3. Kroger D.G , Rohsenow W. M. Condensation heat transfer in the presence of a non-condensable gas//Int. J. Heat Mass Transfer. – 1968. – V. 12. – P. 15 – 26.

**Состояние и перспективы ядерной энергетики****М.Е. Минькович***Забайкальский государственный университет, г. Чита, Россия****E-mail: shelkopryadina@mail.ru***

В статье произведена оценка состояния в ядерной энергетике. Приведен анализ тенденций развития данной отрасли. Рассмотрены вопросы экологической безопасности.

Значительный рост мирового энергопотребления в XXI веке неизбежен, особенно в развивающихся странах. Глобальное потребление энергии, по всей видимости, удвоится к середине века, даже если исходить из очень низких темпов роста. Этот рост зависит от развития мировой экономики, роста населения и стремления к более равномерному распределению потребления энергии по регионам мира.

В ближайшие десятилетия углеводородное топливо будет продолжать служить главным источником энергии, однако освоенные его месторождения исчерпываются, а введение в оборот новых требует все больших инвестиционных затрат. Следствием этого должны стать постепенные изменения в инфраструктуре производства энергии, обусловленные как экономическими (повышение цен и их изменчивость), так и природоохранными факторами, а также дальнейшим развитием технологий новых видов топлива.

В последнее время большое внимание в международных дискуссиях уделялось экологическим последствиям использования ископаемого топлива. Введение глобальных ограничений на выбросы парниковых газов и региональные ограничения на другие загрязнители атмосферы серьезно повлияют на структуру эволюционирующей мировой энергетике и потребуют значительных дополнительных инвестиций для сдерживания роста выбросов.

Позитивному решению этих проблем будет способствовать развитие ядерной энергетики. Чтобы в глобальном масштабе существенно повлиять на производство энергии, обеспечить энергетическую безопасность и ослабление парникового эффекта, производство ядерной энергии должно быть увеличено к середине века в 4-5 раз от ныне достигнутого. Наличие ядерных мощностей такого масштаба поднимает очень важные вопросы ресурсной обеспеченности дешевым топливом, обращения с отходами и распространения ядерного оружия. Очевидно, что при дальнейшем развитии ядерной энергетики необходимо обеспечить также экономическую приемлемость и соблюдение критериев технической безопасности. Крупномасштабное развитие ядерной энергетики предполагает ее использование в большем числе стран, чем в настоящее время. Это, учитывая связанные с ядерной энергетикой проблемы безопасности и нераспространения, ставит дополнительные задачи в ее развитии.

Говоря об экономической приемлемости ядерной энергетики, следует помнить, что она занимает свою нишу среди производителей энергии. В настоящее время во многих странах она обеспечивает базовую электрическую нагрузку, а в России, кроме того, высвобождает для экспорта дополнительные объемы органического топлива. В перспективе ядерная энергия будет постепенно замещать природный газ в производстве тепла для технологических процессов, и в конечном счете обеспечит производство водорода из воды, что сохранит природное органическое сырье для неэнергетического применения. Кроме того, в перспективе будет освоено опреснение морской воды с использованием ядерной энергии.

В мире имеется достаточное количество ядерных материалов для обеспечения потребностей ядерной энергетики в топливе на многие десятилетия вперед, даже при работе в открытом цикле. Однако в дальнейшем она неизбежно столкнется с ограниченностью ресурсов дешевого урана. В связи с этим придется неминуемо реализовать замыкание топливного цикла и расширенное воспроизводство топлива при использовании в качестве сырья урана и тория. Внедрением таких инновационных ядерных технологий проблемы ресурсов ядерного топлива могут быть вообще сняты.

Исключительную важность имеет проблема обращения с большими объемами руды при добыче урана, отработанным топливом и высокорadioактивными отходами. Сюда относятся работы по эффективным методам переработки отработавшего топлива, по сжиганию наиболее опасных актинидов и, возможно, долгоживущих продуктов деления.

Если обратиться к истории, станет ясно, что ещё с конца 1960-х годов начался бум ядерной энергетики. В это время возникло две иллюзии, связанных с ядерной энергетикой. Считалось, что энергетические ядерные реакторы достаточно безопасны, а системы слежения и

контроля, защитные экраны и обученный персонал гарантируют их безаварийную работу, а также считалось, что ядерная энергетика является «экологически чистой», т.к. обеспечивает снижение выброса парниковых газов при замещении энергетических установок, работающих на ископаемом топливе.

Иллюзия о безопасности ядерной энергетике была разрушена после нескольких больших аварий в Великобритании, США и СССР, апофеозом которых стала катастрофа на чернобыльской АЭС. Катастрофа в Чернобыле показала, что потери при аварии на ядерном энергетическом реакторе на несколько порядков превышают потери при аварии на энергетической установке такой же мощности, использующей ископаемое топливо. В эпицентре аварии уровень загрязнения был настолько высок, что население ряда районов пришлось эвакуировать, а почвы, поверхностные воды, растительный покров оказались радиоактивно зараженными на многие десятилетия. При этом в отношении чернобыльского выброса многое остается неизвестным, и риск здоровью населения от аварийных выбросов этой АЭС существенно занижен, т.к. в большинстве стран СНГ отсутствует хорошая медицинская статистика. Рядом исследователей США было установлено, что с мая по август 1986 года, наблюдался значительный рост общего числа смертей среди населения, высокая младенческая смертность, а также пониженная рождаемость, связанные не исключено с высокой концентрацией радиоактивного йода-131 из чернобыльского облака, накрывшего США.

За четыре летних месяца возросло количество смертей от пневмонии, разных видов инфекционных заболеваний, СПИДа по сравнению со средним числом смертей за этот период в 1983-85 годах. Все это с высокой статистически достоверной вероятностью связано с поражением иммунной системы чернобыльскими выбросами.

Такой же точной статистики нет и для большинства других стран, исключая Германию. На юге Германии, где чернобыльские выпадения были особенно интенсивными, младенческая смертность возросла на 35%.

Однако опасность ядерной энергетике лежит не только в сфере аварий и катастроф. Даже без них около 250 радиоактивных изотопов попадают в окружающую среду в результате работы ядерных реакторов. Эти радиоактивные частицы вместе с водой, пылью, пищей и воздухом попадают в организмы людей, животных, вызывая раковые заболевания, дефекты при рождении, снижение уровня иммунной системы и увеличивают общую заболеваемость населения, проживающего вокруг ядерных установок.

Департамент общественного здравоохранения штата Массачусетс с 1990 года установил, что у людей, живущих и работающих в двадцатимильной зоне АЭС «Пилигрим», около города Плимут, в 4 раза выше заболеваемость лейкемией, чем ожидалось. Статистически заметное увеличение случаев заболеваний лейкемией и раком обнаружено в окрестностях АЭС «Троян» в городе Портленд, штат Орегон. Заболеваемость лейкемией детей в поселке около британского ядерного центра в Селлафилде в 10 раз выше, чем в среднем по стране, и, несомненно, связана с его работой. Это стало известно в 1990 году, а недавно официально подтверждено Британским комитетом по радиологии.

Даже когда АЭС работает нормально, она обязательно выбрасывает изрядное количество радиоактивных изотопов инертных газов. Также как радиоактивный йод концентрируется в щитовидной железе, вызывая ее поражение, радиоизотопы инертных газов, в 70-е годы считавшиеся абсолютно безвредными для всего живого, накапливаются в некоторых клеточных структурах растений хлоропластах, митохондриях и клеточных мембранах. После установления этого факта, остается слово «инертные» всегда употреблять в кавычках, поскольку, конечно же, они оказывают серьезное влияние на процессы жизнедеятельности растений.

Радиоизотопы «инертных» газов вызывают и такой феномен как столбы ионизированного воздуха (свечки) над АЭС. Эти образования могут наблюдаться с помощью обыкновенных радиолокаторов на расстоянии в сотни километров от любой АЭС. Кто сможет утверждать, что все это никак не сказывается на состоянии и качестве окружающей среды, на миграционных путях птиц и летучих мышей, на поведении насекомых?

Одним из основных выбрасываемых инертных газов является криптон-85 бета-излучатель. Уже сейчас ясна его роль в изменении электропроводности атмосферы. Количество криптона-85 в атмосфере (в основном за счет работы АЭС) увеличивается на 5 % в год. Уже сейчас количество криптона-85 в атмосфере в миллионы раз выше, чем до начала атомной эры. Этот газ в атмосфере ведет себя как тепличный газ, внося тем самым вклад в антропогенное изменение климата Земли.

Нельзя не упомянуть и проблему другого бета-излучателя, образующегося при всякой нормальной работе АЭС, трития, или радиоактивного водорода. Доказано, что он легко связывается с протоплазмой живых клеток и тысячекратно накапливается в пищевых цепочках. Кроме того, надо добавить загрязнение тритием грунтовых вод практически вокруг всех АЭС. Ничего хорошего от замещения части молекул воды в живых организмах тритием ждать не приходится. Когда тритий распадается (период полураспада 12,3 года), он превращается в гелий и испускает сильное бета-излучение. Эта трансмутация особенно опасна для живых организмов, так как может поражать генетический аппарат клеток.

Еще один радиоактивный газ, не улавливаемый никакими фильтрами и в больших количествах производимый всякой АЭС, углерод-14. Есть основания предполагать, что накопление углерода-14 в атмосфере ведет к резкому замедлению роста деревьев. Такое необъяснимое замедление роста деревьев, по заключению ряда лесоводов, наблюдается, чуть ли не повсеместно на Земле. Сейчас в составе атмосферы количество углерода-14 увеличено на 25% по сравнению с до атомной эрой.

Но главная опасность от работающих АЭС - загрязнение биосферы плутонием. На Земле было не более 50 кг этого сверхтоксичного элемента до начала его производства человеком в 1941 году. Сейчас глобальное загрязнение плутонием принимает катастрофические размеры: атомные реакторы мира произвели уже много сотен тонн плутония - количество более чем достаточное для смертельного отравления всех живущих на планете людей. Плутоний крайне летуч: стоит пронести образец через комнату, как допустимое содержание плутония в воздухе будет превышено. У него низкая температура плавления - всего 640 градусов по Цельсию. Он способен к самовозгоранию при наличии кислорода.

Обычно, когда говорят о радиационном загрязнении, имеют в виду гамма-излучение, легко улавливаемое счетчиками Гейгера и дозиметрами на их основе. В то же время есть немало бета-излучателей (углерод-14, криптон-85, стронций-90, йод-129 и 130). Существующими массовыми приборами они измеряются недостаточно надежно. Еще труднее быстро и достоверно определять содержание плутония, поэтому если дозиметр не щелкает, это еще не означает радиационной безопасности, это говорит лишь о том, что нет опасного уровня гамма-радиации.

Наконец, важнейшей причиной экологической опасности ядерной энергетики и ядерной промышленности в целом является проблема радиоактивных отходов, которая так и остается нерешенной. На гражданских ядерных энергетических реакторах, работающих во всем мире, ежегодно образуется большое количество низко-, средне- и высокорadioактивных отходов. К этой проблеме отходов прямо примыкает проблема вывода выработавших свой ресурс реакторов.

Радиоактивное загрязнение сопровождает все звенья сложного хозяйства ядерной энергетики: добычу и переработку урана, работу АЭС, хранение и регенерацию топлива. Это делает атомную энергетику экологически безнадежно грязной. С каждым десятилетием открываются все новые опасности, связанные с работой АЭС. Есть все основания считать, что и далее будут выявляться новые данные об опасностях, исходящих от АЭС.

#### **Список используемой литературы:**

1. Бабаев Н.С., Дёмин В.Ф., Ильин Л.А. Ядерная энергетика, человек и окружающая среда. – М.: Энергоатомиздат, – 1984. – 312 с.
2. Калинин Б.А. Материаловедческие проблемы экологии в области ядерной энергетики. – М.: МИФИ, – 2010. – 346 с.
3. Атомная энергетика в структуре мирового энергетического производства в XXI веке // Энергия. – 2006. – Т. 316. – №1. – С. 2-10.

УДК: 616.5-005-001.26/28

#### **Механизмы поздних повреждений ионизирующим излучением**

**Ф.Ф. Тетенов, Я.В. Поровский\***

*Сибирский государственный медицинский университет, г. Томск, Россия*

***E-mail: [porovs@sibmail.com](mailto:porovs@sibmail.com)***

Статья посвящена проблеме поздних радиационных повреждений тканей. Наряду с анализом данных литературы представлены результаты собственных исследований.

Поздние неканцерогенные радиационные повреждения большинства нормальных тканей проявляются в уменьшении числа клеток паренхимы и в увеличении фиброзного компонента [1].

Интерес к механизмам развития таких повреждений возник давно, однако только в последние 20-25 лет появились более или менее обоснованные гипотезы об их природе. Основная задача заключалась в выяснении природы первичной "мишени" повреждения ионизирующим излучением (ИИ), которая приводит к поздним лучевым изменениям [2,3,4].

К сегодняшнему дню наиболее аргументирована "сосудистая гипотеза", при которой первичной "мишенью" являются клетки сосудистого эндотелия облучаемого органа, повреждение которого приводит к нарушению микроциркуляции, тканевой гипоксии и, как следствие, гибели клеток паренхимы и увеличение фиброзного тканевого компонента. Она приемлема для понимания механизмов поздних лучевых повреждений у онкологических больных при локальном облучении в большой суммарной дозе, развитии отдаленных последствий острой лучевой болезни и отражает накопленный в этой области опыт.

В радиобиологии А. Михаловским в свое время была предложена характеристика организации клеточных популяций во взрослом организме, специально для рассмотрения патогенеза поздних лучевых поражений нормальных тканей после лучевого лечения опухолей [5]. Он предложил системы быстрого клеточного обновления, построенные по так называемому иерархическому типу, т.е. по иерархии клеток от стволовых до функциональных элементов называть Н-системами (от англ. hierarchical cell population) и системы медленного клеточного обновления или необновляющиеся во взрослом организме - F-системами (т.е. системами, происходящими как последовательность функционально приспособленных клеток, от англ. flexible cell lineage).

Острая лучевая болезнь - это практически лучевое повреждение и последующее восстановление Н-систем, которое у млекопитающих протекает в течение нескольких месяцев. В то же время субстратом поздних лучевых поражений по преимуществу являются F-системы. От поражения Н-систем поздние лучевые поражения отличаются, по крайней мере, двумя особенностями: 1) они развиваются значительно позднее, обычно после периода восстановления от острых лучевых поражений организма; 2) они не проходят через минимум функциональной активности с последующим восстановлением: тяжесть повреждения нарастает или же наблюдается своеобразная "стабилизация".

По представлению исследователей высказывающихся в пользу "сосудистой гипотезы" действие радиации на сосуды можно разделить на "ранние" и "поздние" реакции [6]. В ранний период сосуды выступают как относительно радиорезистентный объект, причем тип и размеры сосуда весьма важны для характеристики его радиочувствительности. Кровеносные капилляры, которые содержат монослой эндотелия на базальной мембране, и синусоиды являются наиболее радиочувствительными компонентами сосудистой ткани [7], хотя потеря капилляров может быть вторичной по отношению к снижению числа концевых артериол [8]. В ранний период (от нескольких первых суток до нескольких недель после облучения) характерной реакцией капилляров является их дилатация. Это проявляется в эритеме в облученных участках кожи и слизистых оболочек и является воспалительной реакцией на гибель клеток эпителия. Описаны усиление клеточной проницаемости перед гибелью клеток и отделение сосудистого эндотелия от базальной пластинки [9]. Постепенно эти процессы стихают, эритема ослабляется и исчезает, наблюдается восстановление эпителия кожи и слизистых, что характерно для лучевой реакции Н-систем и объясняется репопуляцией выживших стволовых клеток эпителия [10].

В облученных сосудах продолжают развиваться процессы, ведущие в последующем к развитию поздних лучевых поражений. Наблюдаются снижение числа эндотелиальных клеток в стенках кровеносных сосудов и уменьшение числа новообразующихся капилляров в облученных тканях и органах [11]. В основе этого процесса лежит радиационная стерилизация клеток эндотелия, способных к пролиферации, с последующим запустеванием отработанных капилляров на фоне ингибирования роста новых сосудов.

На сегодняшний день продолжают активно изучать непосредственный механизм развития радиационного поражения сосудов в трех направлениях: 1) изменения эндотелиальных клеток сосудов и адгезии лейкоцитов после облучения, являющиеся ранними признаками воспаления и развития иммунных реакций; 2) влияние на экспрессию молекул адгезии в эндотелиальных клетках сосудов через селектин, иммуноглобулины и интегрины; 3) влияние на пролиферацию гладкомышечных клеток сосудов [12].

Некоторые различия изменений, возникающие в сосудах гемомикроциркуляторного русла, могут быть обусловлены неравнозначным участием в патологическом процессе модулей терминального звена кровеносного русла - их неодинаковой степенью функциональной активности, наличием регионарной вариабельности обусловленной объемом капиллярного

кровотока и интенсивности обменных процессов в каждом таком относительно автономном блоке системы кровообращения [13]. Например, известно, что при васкулитах чаще поражаются сосуды висцеральных органов и кровоснабжающие периферические нервы, меньшая поражаемость церебральных сосудов, вероятно, обусловлена особенностями строения их стенки (в частности, лимфоцитарная адгезия у эндотелия церебральных сосудов меньше 5%, в других органах – 15-20%) и наличием гематоэнцефалического барьера [14]. Наряду с повреждением образования капилляров в механизмах развития поздних лучевых повреждений существенную роль так же могут играть изменения клеток более крупных сосудов, а также фибробластов и других клеток стромальной природы [15].

Несмотря на большое количество проведенных клинических, эпидемиологических и экспериментальных исследований, проблема действия радиации в малых дозах до сих пор не получила однозначного решения. В соответствии с этим нерешена и проблема оценки последствий аварии на Чернобыльской АЭС, произошедшей 25 лет назад.

Данная ситуация, на наш взгляд, обусловлена тем, что не проанализирован вклад в развитие радиационных последствий нестохастических клеточных эффектов, которые, в отличие от обычно изучаемых - стохастических (главным образом канцерогенных), могут определять развитие отдаленной патологии при малых дозах ИИ. В основе таких эффектов, в отличие от традиционных, не лежат процессы прохождения треклов через генетические структуры.

В ряде экспериментальных исследований на простейших (амебы и разные виды инфузорий), на различных малообновляющихся тканях (F-системы) крыс авторами, эти эффекты названы эпигеномными или альтернативными [16]. Индуцированные изменения развиваются на субклеточном уровне, причем деструктивные процессы первично осуществляются в цитоплазматических структурах, приводя не только к повышенной вероятности гибели клеток, но и в значительном увеличении выхода более легких субклеточных нарушений [17]. При этом в популяции эндотелиоцитов – относящихся к малообновляющимся тканям, летальность была наиболее выраженной, интенсивность гибели клеток значительно превосходила интенсивность процессов пролиферации, направленных на восстановление численности клеток. При анализе результатов электронно-микроскопических исследований было установлено, что снижение жизнеспособности клеток происходит в сосудистом эндотелии капилляров миокарда при дозе радиации – 0,25 Гр [18], эквивалентной дозовому пределу облучения 25 бэр для ликвидаторов последствий аварии (ЛПА) на Чернобыльской АЭС введенному в 1986г. [19].

Результаты наших исследований биоптатов кожно-мышечного лоскута голени [20,21], миокарда правого желудочка [22] у ЛПА на Чернобыльской АЭС в отдаленном периоде (через 10-14 лет) установили морфологические изменения в сосудах гемомикроциркуляторного русла (артериолах, капиллярах) от васкулопатии до васкулита. Это является подтверждением установленной важной роли повреждения малообновляющихся тканей (F-систем), понимания превалирующего механизма нарушения микроциркуляции в развитии отдаленных последствий при поражении малыми дозами ИИ.

Таким образом, более существенный патологический вклад в картину отдаленных последствий малых доз ИИ облучения, на наш взгляд, могут вносить соматические (не канцерогенные) последствия их действия. С позиции морфофункциональной общности гемомикроциркуляторного русла установленное нами патологическое изменение сосудов, по-видимому, является основным патогенетическим механизмом вовлечения нескольких систем организма, сопряженного течения соматических заболеваний, психоневрологических расстройств регистрируемых у ЛПА на Чернобыльской АЭС.

#### Список используемой литературы:

1. Иванов А.Е., Куршакова Н.Н., Шиходыров В.В. Патологическая анатомия лучевой болезни - М.: Медицина, – 1981. – 303 с.
2. Курпешев О.К. Радиобиологический анализ развития ранних и поздних лучевых повреждений // Мед. радиол. – 1984. – № 3. – С. 54–64.
3. Дубровская, В.Ф. Патогенез радиоиндуцированных склерозов // Мед. радиобиол. – 1991. – Т. 36 № – 11. – С. 53–57.
4. Коноплянников А.Г. Молекулярные и клеточные механизмы поздних лучевых повреждений // Радиационная биология. Радиационная экология. – 1997. – Т.37 – Вып.4. – С. 621–628.
5. Michalowsky A. Effects of radiation on normal tissues: hypothetical mechanisms and limitations of in situ assays of clonogenicity // Radiat Environ Biophys. – 1981. – Vol. 19. – N 3. – P. 157–172.
6. Reinhold H.S. Cell viability in the vessel wall // Curr. Top. Radiat. Res. – 1974. – Vol. 10. – P. 9.

7. Fajardo L.F., Berthrong M., Anderson R.E. Radiation pathology. – Oxford University press, 2001. – P. 165–180.
8. Hopewell W., Campling D., Calvo W. et al. Vascular irradiation damage: Its cellular basis and likely consequences // Br. J. Cancer. – 1986. – Vol. 53, Suppl. VII. – P. 181-191.
9. Задорожный Б.А., Звягинцева М.В. Лучевые поражения кожи «Здоровье», Киев, – 1966. 175 с.
10. Клиническая радиобиология / Под ред. Ярмоненко С.П., Конопляников А.Г., Вайсон А.А. М.: Медицина, 1992. – 320 с.
11. Hirst D.G., Denakamp J., Hobson B.P. Proliferation studies of the endothelial and smooth muscle cells of the mouse mesentery after irradiation // Cell Tissue Kinet. – 1980. – Vol. 13. – P. 91–104.
12. Dong Y., Wei L. Study on injury of blood vessel induced by ionizing radiation / Y. Dong, // Chinese Journal of Cancer Prevention and Treatment. – 2007. – Vol. 8. – P. 5.
13. Кораблев А.В., Николаева Т.Н. Гемомикроциркуляторное русло: развитие в эмбриогенезе, патология. – М.: Изд-во РГМУ, 1999. – 188 с.
14. Дамулин И.В. Когнитивные нарушения при васкулитах // Рос. мед. журн. – 2010. – № 5. – С. 34–39.
15. Москалев Ю.И. Отдаленные последствия воздействия ионизирующих излучений. М.: Медицина, – 1991. – 464 с.
16. Бычкова И.Б., Степанов Р.П., Федорцева Р.Ф., Сарапульцева Е.И. Особые эффекты малых доз и проблема продолжительности жизни животных и человека // Медико биологические и социально психологические проблемы безопасности в чрезвычайных ситуациях – 2011. – № 2. – С.58–64.
17. Воробьев Е.Н., Степанов Р.П. Ионизирующее излучение и кровеносные сосуды. М.: Энергоатомиздат, – 1985. – 296 с.
18. Антонов П. В., Бычкова И. Б., Нефедов И.Ю. и др. Повышение вероятности гибели клеток в эндотелии кровеносных капилляров у потомков крыс после облучения одного из родителей в малых дозах (электронно-микроскопическое исследование) // Радиационная биология. Радиоэкология. – 2003. – Т. 43 – Вып. 2. – С. 216–220.
19. Чвырев В.Г., Яньшин Л.А., Дячок В.К., Шишканов А.П. Опыт медико-профилактического обеспечения войск при ликвидации последствий катастрофы на Чернобыльской АЭС // Воен.-мед. журн. – 2006. – № 4. – С. 46–49.
20. Поровский Я.В., Рыжов А.И., Тетенев Ф.Ф. Отдаленные морфофункциональные изменения в коже ликвидаторов аварии на Чернобыльской АЭС // Радиационная биология. Радиоэкология. – 2005. – Т. 45. – №1. – С. 86–90.
21. Поровский Я.В., Недосеков В.В., Рыжов А.И., Тетенев Ф.Ф. Результаты патоморфологического исследования кожно-мышечного лоскута у лиц, подвергшихся воздействию малых доз ионизирующего излучения // Бюллетень сибирской медицины. – 2010. – № 5. – С. 77–82.
22. Поровский Я.В., Соколов А.А., Рыжов А.И., Тетенев Ф.Ф. Изменение сердца и микроциркуляторного русла у ликвидаторов аварии на Чернобыльской АЭС // Сибирский медицинский журнал (Иркутск). – 2005. – № 7. – С. 38–41.

УДК 66.021:536.248.2

**Модель абсорбционного теплообмена в пенных аппаратах, учитывающая изменение температуры и состава жидкости в пенном слое**

***А.В. Толстых***

*Томский государственный архитектурно-строительный университет, г. Томск, Россия*

***E-mail: sinvintie@rambler.ru***

Разработана физико-математическая модель процессов тепло- и массообмена при абсорбции газовых компонентов из парогазовых смесей в пенных аппаратах, учитывающая изменение температуры и химического состава жидкости в пенном слое. Быстрый рост в жидкости пенного слоя концентрации компонента, абсорбируемого из парогазовой смеси, приводит к существенному снижению его эффективности извлечения.

Процессы теплообмена воды и влажного воздуха при формировании газовых пузырей на отверстиях газораспределительной решетки барботажного аппарата или на выходном отверстии одиночной трубки в условиях, когда жидкость сохраняет температуру постоянной, рассмотрены в [1 – 3]. Однако, экспериментальные исследования характеристик газожидкостного слоя в ПА и ЦБА [4 – 6] показывают, что изменение расхода газа или других параметров,



определяющих режим барботирования, влияет на измеряемую температуру газожидкостного слоя, осредненную по рабочему объему барботажного аппарата. В связи с чем в [7], при постановке задачи аналогичной [3], было учтено влияние переноса тепла на температуру жидкости в пенном слое при теплообмене с конденсацией (испарением), и построена двухтемпературная модель тепломассообмена при формировании пузырей на отверстиях газораспределительных решеток пенных барботажных аппаратов.

В результате расчетов, выполненных ранее в рамках одноконцентрационной и однотемпературной модели для абсорбции газов в барботажных аппаратах [8], было установлено, что даже весьма малое увеличение мольной доли абсорбируемого из газа компонента в водном растворе существенно снижает его эффективность извлечения. Таким образом, для того, чтобы оценить реальную эффективность барботажных аппаратов применительно к абсорбции газов, необходимо поставить и решить задачу тепломассообмена, предусматривающую изменение температуры и химического состава жидкой фазы пенного слоя.

Вопросы, поставленные выше, определили цель настоящей работы, являющуюся формулировкой и апробацией двухтемпературной модели тепломассообмена, в которой должно быть учтено изменение массовой доли абсорбируемого газа в жидкости, при формировании

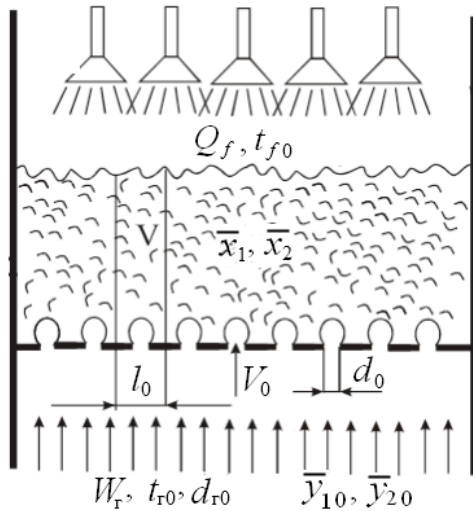


Рис. 1. Схема пенного аппарата.

пузырей на отверстиях газораспределительной решетки пенного аппарата. Проведение расчетов на основе этой модели позволяет установить границы применимости однотемпературной (одноконцентрационной) модели, а также сделать важные оценки, непосредственно относящиеся к процессам утилизации тепла и переноса вещества в процессах абсорбции, протекающих в барботажных аппаратах.

Используя балансовые соотношения для жидкости в пенном слое, полученные из законов сохранения тепла и массы, и соотношения [8], моделирующие тепломассообмен парогазовой смеси в пузырях, растущих на отверстиях газораспределительной решетки, можно записать систему уравнений, представляющую собой модель абсорбционного тепломассообмена в пенном аппарате, предусматривающую изменение температуры и состава жидкости в камере ПА (рис. 1):

$$\left\{ \begin{aligned} \frac{dT_r}{d\tau} &= \frac{k_g \frac{\alpha}{\rho_r} (T_{\text{нов}} - T_r) - (T_r - 273) \left( c_n \frac{d\bar{y}_n}{d\tau} + \sum_{i=1}^n c_i \frac{d\bar{y}_i}{d\tau} \right)}{\left( c_r + \bar{y}_n \frac{dr_n}{dT_r} + \sum_{i=1}^n \bar{y}_i \frac{dr_i}{dT_r} \right)}; \\ \frac{d(\bar{y}_n)}{d\tau} &= k_g \beta_n (\bar{y}_{n,\text{нов}} - \bar{y}_n); \\ \frac{d(\bar{y}_i)}{d\tau} &= k_g \beta_i (\bar{y}_{i,\text{нов}} - \bar{y}_i), \quad i = 1, 2, \dots, n; \\ \frac{\partial T_f}{\partial \tau} &= \frac{S_z}{h_0} (T_{f0} - T_f) q V_0 + \frac{1}{\rho_f c_f} \left( 4\alpha r_w^2 \frac{S_z}{h_0} (T_r - T_{\text{нов}}) + \right. \\ &\quad \left. + \frac{\varphi}{(1-\varphi)} \rho_r \frac{dT_r}{d\tau} \left( \bar{y}_n \frac{dr_n}{dT_r} + \sum_{i=1}^n \bar{y}_i \frac{dr_i}{dT_r} \right) \right); \\ \frac{\partial \bar{x}_i}{\partial \tau} &= \frac{S_z}{h_0} \left( q V_0 (\bar{x}_{i0} - \bar{x}_i) - \frac{4}{3} r_w^3 r_0 \frac{\rho_r}{\rho_f} \frac{\partial \bar{y}_i}{\partial \tau} \right), \quad i = 1, 2, \dots, n, \end{aligned} \right. \quad (1)$$

которая должна быть решена при следующих начальных условиях

$$\text{при } \tau = 0 \quad T_r = T_{r0}; \quad \bar{y}_n = \bar{y}_{n0}; \quad \bar{y}_i = \bar{y}_{i0}; \quad T_f = T_{f0}; \quad \bar{x}_i = \bar{x}_{i0}, \quad i = 1, 2, \dots, n. \quad (2)$$

Здесь  $T_r, \bar{y}_n, \bar{y}_i$  – текущие среднеемкие температура, массовые доли пара и абсорбируемых газовых компонентов в парогазовой смеси внутри пузыря, растущего на отверстии газораспределительной решетки ПА,  $\tau$  – время,  $k_g = \frac{3}{r_w}$  – геометрический параметр, представляющий собой отношение площади поверхности сферического пузыря к его объему ( $r_w$  – радиус пузыря),  $T_{r, \text{пов}}, \bar{y}_{n, \text{пов}}, \bar{y}_{i, \text{пов}}$  – температура, массовые доли пара и абсорбируемых газовых компонентов в парогазовой смеси у поверхности пузыря,  $c_n, c_i$  – теплоемкости пара и абсорбируемых газов,  $r_n, r_i$  – удельная теплота конденсации водяного пара и удельные теплоты растворения абсорбируемых газов,  $T_{r0}, \bar{y}_{n0}, \bar{y}_{i0}$  – температура, массовые доли пара и абсорбируемых газовых компонентов в парогазовой смеси перед отверстием в газораспределительной решетке,  $\alpha$  – коэффициент конвективного теплообмена на внутренней поверхности пузыря,  $\beta_n, \beta_i$  – коэффициенты конвективного массообмена на внутренней поверхности пузыря,  $T_f$  – текущая температура жидкости в пенном слое,  $S_z$  – относительная площадь живого сечения газораспределительной решетки,  $h_0$  – высота светлого столба жидкости над решеткой;  $\varphi$  – газосодержание в пенном слое,  $q = Q_f/Q_r$  – плотность орошения,  $\text{м}^3/\text{м}^3$  ( $Q_r$  – объемный расход газа,  $Q_f$  – объемный расход жидкости),  $V_0 = W_r/S_z$  – скорость газа в отверстии газораспределительной решетки,  $c_f, \rho_f$  – теплоемкость и плотность жидкости,  $\rho_r$  – плотность парогазовой смеси,  $T_{f0}$  – температура охлаждающей жидкости, которая поступает в камеру ПА,  $\bar{x}_i$  – текущая относительная массовая доля абсорбируемого газа в жидкости пенного слоя по отношению к общему количеству вещества в данной фазе,  $\bar{x}_{i0}$  – относительная массовая доля абсорбируемого газа в жидкости, поступающей в камеру ПА,  $\bar{r}_w = 2r_w/d_0$  – безразмерный радиус растущего пузыря.

Система уравнений (1) – (2) была решена численно для следующих составов парогазовой смеси: для смеси водяного пара и воздуха, для смеси водяного пара, воздуха и углекислого газа, для смеси водяного пара, воздуха и сернистого газа.

Наиболее важным параметром очистки газа является эффективность извлечения газовых компонентов, которая определяется следующим соотношением:

$$\eta_i = 1 - \frac{d_{ik}}{d_{i0}},$$

где  $d_{i0} = \rho_{i0}/\rho_{c.v.,0}$  – относительная концентрация компонента в парогазовой смеси поступающей в барботажный аппарат,  $d_{ik} = \rho_{ik}/\rho_{c.v.,k}$  – относительная концентрация компонента на момент отрыва пузыря от отверстия газораспределительной решетки.

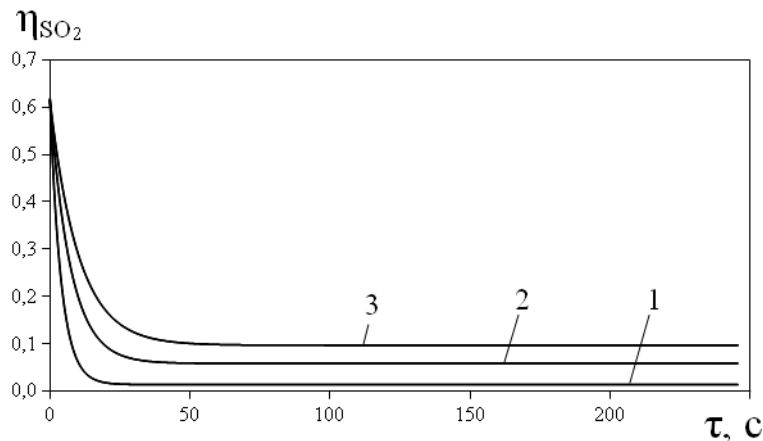


Рис. 2. Зависимость эффективности извлечения сернистого газа  $\eta_{\text{SO}_2}$  от времени:

$$t_{r0} = 50^\circ\text{C}; \quad t_{f0} = 10^\circ\text{C}; \quad d_{\text{SO}_2,0} = 0,2 \text{ кг/кг с.в.}; \quad d_{r0} = 0,005 \text{ кг/кг с.в.}; \quad W_r = 2 \text{ м/с}; \quad d_0 = 4 \text{ мм}; \quad S_z = 0,2;$$

$$\varphi = 0,7; \quad 1 - q = 7,64 \cdot 10^{-4} \text{ м}^3/\text{м}^3; \quad 2 - q = 1,53 \cdot 10^{-3} \text{ м}^3/\text{м}^3; \quad 3 - q = 2,29 \cdot 10^{-3} \text{ м}^3/\text{м}^3.$$

На рис. 2 показано нестационарное изменение эффективности извлечения сернистого газа при различных расходах воды, поступающей в камеру ПА. Из рисунка видно, что вначале происходит быстрое уменьшение эффективности извлечения  $\eta_{\text{SO}_2}$ , обусловленное ростом концентрации сернистого газа в воде, в результате которого, одновременно с увеличением давления паров абсорбируемого газа около поверхности пузыря, снижается интенсивность абсорбционного массообмена. Увеличение плотности орошения от  $7,64 \cdot 10^{-4}$  до  $2,29 \cdot 10^{-3} \text{ м}^3/\text{м}^3$  приводит к повышению эффективности извлечения сернистого газа после выхода на стационар от  $1,34 \cdot 10^{-2}$  до  $9,66 \cdot 10^{-2}$ . Время выхода на стационарный режим также зависит от величины расхода жидкости, и при  $q = 2,29 \cdot 10^{-3} \text{ м}^3/\text{м}^3$  область нестационарного изменения степени извлечения  $\eta_{\text{SO}_2}$  превосходит аналогичные временные промежутки при меньших расходах.

Построенная физико-математическая модель процессов тепло- и массообмена при абсорбции газовых компонентов из парогазовых смесей в пенных аппаратах, учитывающая изменение температуры и химического состава жидкости в пенном слое, позволяет определить температуру воды, а также концентрацию абсорбируемого газа в ней, и затем учесть эти значения при расчетах, проводимых в рамках однотемпературной модели в условиях, когда концентрация абсорбируемого компонента остается неизменной.

#### Список используемой литературы:

1. Сафонов, А.И. Теплопередача к растущему пузырю при диспергировании газа в жидкость / А.И. Сафонов, К.В. Гомонов, В.С. Крылов // Теор. основы хим. технол. – 1974. – Т. 8, №5. – С. 698–705.
2. Волошко А.А. Теплообмен при образовании пузырей // Теор. основы хим. технол. – 1994. – Т. 24, – № 2. – С. 185 – 187.
3. Шиляев, М.И. Моделирование тепломассообмена при формировании пузырей в барботажных аппаратах / М.И. Шиляев, А.В. Толстых, А.Н. Деренок, Е.М. Хромова // ТОХТ. – 2003. – Т.37, №6. – С. 575–583.
4. Богатых С.А. Охлаждение воздуха в аппаратах с пенным режимом // Холодильная техника. – 1961. – №2 – С. 31–35.
5. Браунштейн Б.И. Гидродинамика, массо- и теплообмен в колонных аппаратах / В.В. Щеголев. – Л.: Химия, – 1988. – 336 с.
6. Шиляев М.И. Тепломассообмен в центробежно-барботажном аппарате / М.И. Шиляев, А.Р. Дорохов // Изв. вузов. Строительство. – 1998. – № 1. – С. 60 – 66.
7. Шиляев, М.И. Двухтемпературная модель тепломассообмена при формировании пузырей на отверстиях газораспределительных решеток барботажных аппаратов / М.И. Шиляев, А.В. Толстых, Е.М. Хромова // Теплофизика и аэромеханика. – 2004. – Т. 11. – № 1. – С. 127.
8. Шиляев М.И. Контактный тепломассообмен в форсуночных и барботажных аппаратах. Моделирование, оптимизация тепломассообмена и абсорбционно-конденсационной пылегазоочистки / Е. М. Хромова, А.В. Толстых. – Saarbrücken, Deutschland: LAP Lambert Academic Publishing, – 2012. – 271 с.

УДК 621.37

#### Водород-кислородная камера сгорания перегрева водяного пара для высокотемпературных комбинированных энергоустановок

*И.М. Верещагин*

*ФГБОУ ВПО «Рыбинский государственный авиационный технологический университет им. П.А. Соловьёва», г. Рыбинск, Россия.*

*E-mail: [ivan\\_ver89@mail.ru](mailto:ivan_ver89@mail.ru)*

Использование парогазовых турбин с применением водородных камер сгорания является возможным решением проблем экологии и повышения эффективности современных энергоустановок. Проведённые исследования показали, что организация закрутки и противотока течения в проточной части камеры сгорания обеспечивает интенсивный энергомассообмен в радиальном направлении, генерацию зон повышенной энтальпии и формирование противоположно перемещающихся вдоль оси камеры сгорания вихрей. Отмеченные особенности позволяют интенсифицировать процесс смешения паровых потоков в максимально короткой и теплонапряженной зоне горения. Предусмотренная в конструкции система подачи вторичного пара, даёт возможность регулировать температуру в зоне реакции, обеспечивая эффективное охлаждение теплонапряжённых элементов конструкции камеры сгорания. Результаты исследования подтвердили возможность перегрева пар до 800...1200°С при условии достижения полноты сгорания до 0,999.

Рост стоимости топлива и требования к экологическим показателям энергоустановок создали условия, определяющие необходимость внедрения высокоэффективных технологий производства электроэнергии с коэффициентом полезного действия более 50%. Использование парогазовых турбин является возможным решением проблемы. Предельный уровень температуры пара на входе в паровую турбину современных энергоустановок составляет 550°C, а его рост ограничивается работоспособностью теплообменных аппаратов котлов. Использование водородных технологий позволяет существенно увеличить начальную температуру (до 1000...1200°C) и, соответственно, энергетическую эффективность паротурбинных установок.

В [1] представлено исследование зависимости КПД различных энергоустановок от температуры рабочего тела. Оптимальное значение температуры перегретого пара для установок различного цикла находится в диапазоне 1200-1700 К. Их реализация требует включения в схему водородной камеры сгорания.

Очевидные преимущества использования водородного топлива осложняются тем, что на Земле он встречается лишь в виде различных соединений, в основном воды. Это требует учета затрат на производство водорода при использовании его в циклах перспективных устройств преобразования энергии.

Одной из главных проблем использования водород-кислородных камер сгорания в энергетике является обеспечение высокой полноты сгорания (более 0,999) с целью исключения скапливания водорода в элементах проточной части ПГУ. Возможным решением проблемы является использование противотока и закрутки течения в камере смешения.

Вопрос о целесообразности применения противоточной схемы течения в рабочем процессе камер сгорания, работающих на стехиометрических водород-кислородных смесях, требует изучения газодинамических и термодинамических процессов, определяющих интегральные параметры отмеченных камер сгорания.

Необходимость таких исследований обусловлена существенным различием скорости горения водород-кислородной и углерод-воздушной смесей, а так-же характерным временем предпламенных процессов обусловленных разницей термодинамических параметров рабочих процессов ГТУ и ПГУ (в первую очередь величины полного давления в камере сгорания, которая в случае ГТУ составляет ~3-4 МПа, а для перспективных ПТУ и ПГУ достигает значений ~15-30 МПа).

Начальный этап исследований – сравнительный численный расчёт процесса горения при различных схемах организации течения водяного пара (прямоточное течение, течение с закруткой потока и схема течения с противотоком).

Наиболее равномерное распределение температуры, из всех рассмотренных схем, было получено в модели трубы с осевым противотоком. Разность температуры у стенки и на оси трубы не превышает 50-70 °С. Также сравнивалась полнота сгорания водорода по длине жаровой трубы. В процессе формирования развитого тороидального вихря и интенсификации массообменных процессов в торцевой части жаровой трубы с противотоком течения полнота сгорания достигает значения 0,999 на расстоянии  $\bar{I} = 8$  калибров, в то время как прямоточная схема и схема с закруткой течения дают 0,967 и 0,997 соответственно в этом же сечении.

На основании этого разработана компьютерная модель малоразмерной вихревой водородной камеры сгорания [2], на которой проводился второй этап численных исследований, целью которых является отработка геометрии и режимных характеристик при давлении близком к атмосферному.

Результаты численных расчётов показали, что максимальная температура на стенках вихревой камеры, охлаждаемой периферийным закрученным потоком водяного пара, не превышает величины 650°C на расстоянии 1,3 калибра.

Выполненный цикл расчётных исследований малоразмерной водород-кислородной камеры сгорания позволил оптимизировать геометрию проточной части, с учётом которой был создан экспериментальный образец [2], позволивший выполнить опытные исследования.

Как показали эксперименты, режим истечения струи водород-кислородной смеси оказывает существенное влияние на длину зоны горения. Оценка этой величины достаточно важна с точки зрения организации тепловой защиты внутренних поверхностей жаровой трубы, ограничивающих первичную зону горения, а также с позиции тепло- и массообмена высокотемпературного факела с закрученным потоком пара. Экспериментально измеренные значения длины зоны горения водород-кислородного факела в зависимости от числа Рейнольдса в выходном сечении сопел имеют экстремальный характер с максимумами в области значений  $Re$ , соответствующих

переходному режиму истечения. Полученные результаты достаточно хорошо согласуются с известными данными, опубликованными в литературе [3].

Важным требованием, предъявляемым к камерам сгорания любого типа, в том числе, и водород-кислородным, является равномерность поля термогазодинамических параметров в выходном сечении, которая оказывает существенное влияние на тепловое состояние лопаток высокотемпературной ступени турбины и их ресурс. Для определения распределения температуры в выходном сечении выполнено его зондирование термопарой типа платина-платинародий.

Анализ результатов позволяет выделить вблизи оси потока область относительно высоких значений температуры, которая связана с наличием центрального ядра струи, радиус которого связан со значением относительного радиуса выходного сопла диафрагмы. Неравномерность поля температур на выходе обусловлена малой тепловой мощностью камеры сгорания, поскольку существенное влияние оказывают потери тепла в окружающую среду, приводящие к охлаждению периферийного потока перегретого пара в выходном сечении сопла. Однозначное решение проблемы возможно лишь при исследовании камер сгорания с более высокой тепловой мощностью, что является предметом дальнейших исследований.

#### Список используемой литературы:

1. Пиралишвили Ш.А. Перспективы форсирования паро и газотурбинных энергоустановок / С.В.
2. Веретеников, В.П. Добродеев, Е.О. Посыпкина, А.А. Павлова // журнал «Газотурбинные технологии». – № 6, – 2009, – С. 24 - 29.
3. Гурьянов А.И. Теплофизика водород-кислородных камер сгорания высокотемпературных турбин комбинированных ПГУ [Текст] / А.И. Гурьянов, И.М. Верещагин, Г.Ш. Пиралишвили // Вестник СГАУ им. С.П. Королёва. – 2011. – С.42-52.
4. Щетинков Е.С. Физика горения газов [Текст] / Е.С. Щетинков. – М.: Наука, – 1984. – 740 с.

УДК 621.039.546+620.193.13

#### Модель осаждения твердых частиц в первом контуре ВВЭР

*А.В. Кузьмин, В.Ю. Рождествин, К.Г. Южно*

*Томский политехнический университет, г. Томск, Россия*

*E-mail: kuzminav@tpu.ru*

Представлена модель осаждения дебрис-частиц в первом контуре реакторной установки ВВЭР-1000. Установлены основные места локализации частиц, проведена оценка вероятности их осаждения и динамики изменения концентрации в первом контуре.

#### Введение

В процессе проведения монтажных и ремонтных работ, несмотря на применяемые меры обеспечения чистоты, внутрь первого контура попадают различные предметы, включая сварочный град, кусочки проволоки, абразивных кругов и т.д. Эти посторонние предметы, получившие название дебрис-частиц, представляют серьезную опасность, связанную с формированием различных дефектов тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ), приводящих к нарушению одного из радиационных барьеров – оболочки ТВЭЛ. Актуальность проблемы защиты от дебриса подчеркивает опыт эксплуатации зарубежных АЭС с реакторами типа BWR и PWR. Долевое участие этого дефекта в нарушении целостности оболочки (рис.1) по данным МАГАТЭ весьма существенен [1].

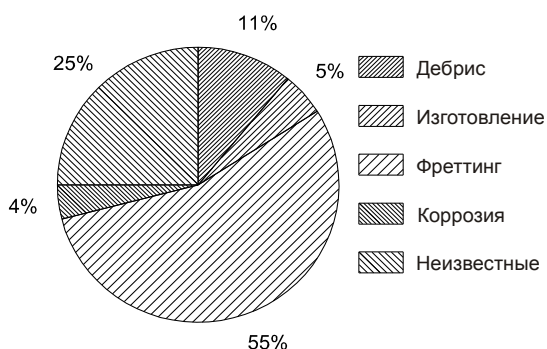


Рис.1. Мировая статистика повреждения топлива PWR за период с 1994 по 2006 гг.

Опираясь на опыт зарубежных АЭС на отечественных ВВЭР стали устанавливать антидебрисные фильтры, препятствующие попаданию в активную зону частиц диаметром более 2 мм.

Дебрис-частицы диаметром менее 2-х миллиметров несут потенциальную угрозу возникновения и развития других типов дефектов,

скорее всего коррозии. По данным [1] можно проследить связь между фреттинг-износом и дебрис повреждениями. Тепловыделяющие сборки (ТВС) находятся в реакторе в течении 3-4 микрокампаний, причем в центре активной зоны, а также и в других наиболее нагруженных условиях. Вибрации твэл в потоке теплоносителя и длительное нахождение ТВС в реакторе ведет к нарушению дистанционирования твэл. Из этого следует, что вероятность застревания или осаждения дебриса увеличивается из-за нарушения начального состояния дистанционирующих решеток.

В каких местах контура могут осажаться и как долго они могут циркулировать по первому контуру – эти вопросы представляют несомненный интерес.

#### Постановка задачи

Пусть на начало текущей микрокампании в 1-м контуре концентрация дебрис-частиц равна  $C_0(0)$ ,  $кг^{-1}$ . Размеры дебриса соответствуют диаметру эквивалентной сферы менее 2 мм. Наиболее вероятными местами вывода частиц из воды первого контура будем считать задержку частиц в местах контактов твэл и дистанционирующих решеток, а также унос частиц в систему продувки-подпитки 1 контура (рис. 2).

С учетом этого уравнение изменения концентрации дебриса в 1-м контуре можно записать в виде:

$$V \cdot \gamma \cdot \frac{dC_0(t)}{dt} = -P_{аз} \cdot q_{аз} \cdot \gamma \cdot C_0(t) - P_{пр} \cdot q_{пр} \cdot \gamma \cdot C_0(t), \quad (1)$$

где  $V$  – объем 1-го контура,  $м^3$ ;  $\gamma$  – плотность теплоносителя,  $кг/м^3$ ;  $q_{аз}, q_{пр}$  – объемный расходы теплоносителя в активной зоне и в системе подпитки-продувки первого контура,  $м^3/час$ ;  $C_0(t)$  – концентрация частиц в теплоносителе,  $кг^{-1}$ ;  $P_{аз}, P_{пр}$  – вероятности осаждения (вывода) дебриса, соответственно, в активной зоне и в системе продувки-подпитки первого контура.

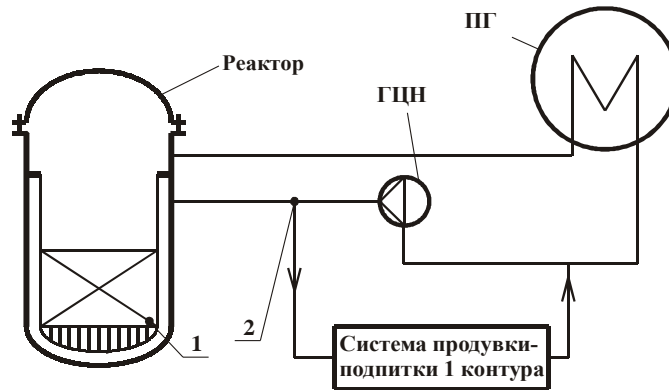


Рис. 2. Упрощенная схема первого контура: 1 – осаждение дебриса в активной зоне, 2 – вывод дебриса в систему продувки-подпитки.

Очевидное допущение, принятое в уравнении (1), связано с постоянством температуры теплоносителя по всему контуру. С учетом этого преобразуем (1) к виду:

$$\frac{dC_0(t)}{dt} = -P_{аз} \cdot \frac{q_{аз}}{V} \cdot C_0(t) - P_{пр} \cdot \frac{q_{пр}}{V} \cdot C_0(t)$$

или

$$\frac{dC_0(t)}{dt} = - \left( \frac{P_{аз} \cdot q_{аз} + P_{пр} \cdot q_{пр}}{V} \right) \cdot C_0(t). \quad (2)$$

Интегрируя уравнения (2) получим закон выведения дебриса из теплоносителя:

$$C_0(t) = C_0(0) \cdot \exp \left( - \frac{P_{аз} \cdot q_{аз} + P_{пр} \cdot q_{пр}}{V} \cdot t \right). \quad (3)$$

Воспользуемся проектными данными и найдем требуемые технологические и конструктивные параметры.



Расход теплоносителя через реактор ВВЭР-1000 при работе 4 ГЦН, согласно [2], равен  $q_{ас} = 84800 \text{ м}^3/\text{час}$ . Система продувки-подпитки 1 контура [5] при всех допустимых режимах работы блока обеспечивает величину продувки-подпитки в пределах  $20...60 \text{ т}/\text{час}$ , что соответствует значениям объемного расхода  $q_{пр} = 25...80 \text{ м}^3/\text{час}$ . Объем теплоносителя в 1 контуре  $V$  примем равным  $300 \text{ м}^3$  [4].

Проведем оценку вероятности попадания частицы дебриса в раскрывающуюся по какой-либо причине полость вблизи контакта оболочки твэла с дистанционирующей решеткой  $P_{аз}$ . Тепловыделяющая сборка реактора (ТВС) содержит 312 твэлов и 15 дистанционирующих решеток. Проходное сечение ТВС по данным [3] равно  $0,0247 \text{ м}^2$ . Приняв в качестве минимальной площади входа в полость, способной «принять» частицу дебриса в  $6 \text{ мм}^2$ , найдем  $P_{аз} = 10^{-7}$ .

В условиях сильно турбулизированного течения воды вблизи отвода в систему продувки-подпитки попадание в неё частицы дебриса носит вероятностный характер. Если учесть, что внутренние диаметры главного трубопровода и отводящего трубопровода в систему продувки-подпитки соответственно равны [5]:  $D_c = 850 \text{ мм}$  и  $d_{пр} = 109 \text{ мм}$ , то значение вероятности попадания дебриса в систему определим по формуле:

$$P_{пр} = \frac{\pi \cdot d_{пр}^2}{4} / \pi \cdot D_c \cdot d_{пр} = 0,032.$$

С учетом последних оценок уравнение (3) запишем в виде:

$$C_e(t)/C_e(0) = \exp\left(-\left(282,666 \cdot P_{аз} + 1,066 \cdot 10^{-4} \cdot q_{пр}\right) \cdot t\right). \quad (4)$$

Графики этой зависимости, представленные на рис. 3, позволяют провести экспресс-анализ влияния различных эффектов.

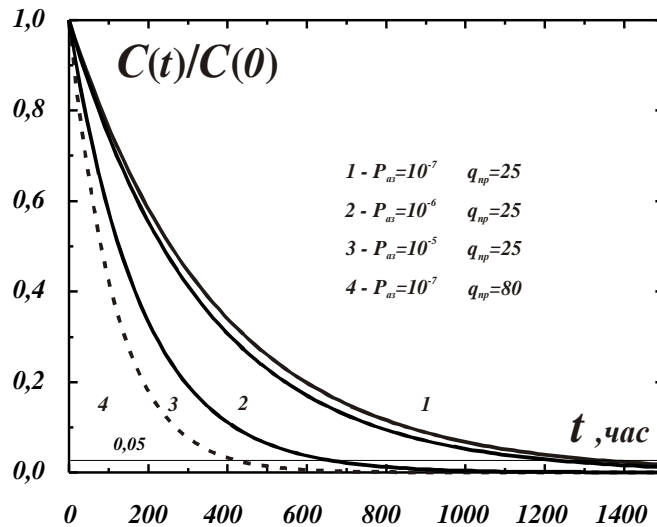


Рис. 3. Динамика изменения концентрации дебриса в теплоносителе в зависимости от вероятности осаждения частиц в активной зоне  $P_{аз}$  и величины продувки  $q_{пр}$

### Заключение

Анализ динамики осаждения дебриса в системе продувки-подпитки первого контура и самом реакторе показывает, что чем выше вероятность  $P_{аз}$ , тем быстрее происходит процесс осаждения дебрис-частиц в активной зоне реактора (см. кривые 1-3).

Увеличение продувки до максимального проектного значения в  $80 \text{ м}^3/\text{ч}$  резко увеличивает увод дебрис-частиц в систему продувки-подпитки 1 контура, тем самым снижая вероятность зарождения дефекта твэла (см. кривые 1 и 4).

После проведения перегрузки, планово-предупредительных и ремонтных работ, можно рекомендовать в начале новой микрокампании работу реактора с повышенной величиной продувки с целью снижения осаждения дебриса в активной зоне.



**Список используемой литературы:**

1. Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors. IAEA Nuclear Energy Series Vienna, No. NF-T-2.1, June, 2010. – 175 с/
2. ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность/ А.М. Афров, С.А. Андрушечко, В.Ф. Украинцев и др. – М.: Университетская книга, Логос, – 2006. – 488 с. + 16 с. цв. вкл.
3. Технологические системы реакторного отделения. Балаковская Атомная Станция. Центр подготовки персонала, – 2000. – 348 с., ил.
4. Основное оборудование реакторного отделения. Балаковская Атомная Станция. Центр подготовки персонала, – 2000. – 180 с., ил.
5. Дементьев Б.А. Ядерные энергетические реакторы: Учеб. для вузов. – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоиздат, – 990. – 352 с., ил.
6. Фрост Б. Твэлы ядерных реакторов: Пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат, – 1986. – 248 с.: ил.

УДК 533.9 (075.8)

**Моделирование процессов плазменной утилизации и иммобилизации отходов переработки отработавшего ядерного топлива*****А.Г. Каренгин, О.Д. Шахматова****Томский политехнический университет, г. Томск, Россия****E-mail: [shahmatovaol@tpu.ru](mailto:shahmatovaol@tpu.ru)***

В данной работе на основании термодинамического моделирования проведена оценка возможности и эффективности процессов плазменной утилизации и иммобилизации отходов переработки отработавшего ядерного топлива. Полученные результаты могут быть использованы при разработке технологии переработки отходов, образующихся при переработке отработавшего ядерного топлива.

Около 97 % ОЯТ составляют уран  $U^{238}$  и синтезированный в ядерном реакторе АЭС плутоний  $Pu^{239}$ , 3 % продукты деления урана  $U^{235}$  и изотопов плутония [1]. Основная масса продуктов деления (более 99 %) остается в водной фазе, которую направляют в хранилище высокоактивных жидких радиоактивных отходов. В этих растворах также присутствуют различные нерадиоактивные продукты распада (молибден и РЗЭ), а также конструкционные материалы (цирконий, железо, никель, хром, марганец).

Цель переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) – извлечение из отработавшего топлива делящихся нуклидов, образовавшихся при работе реактора. Жидкие радиоактивные отходы (ЖРО) образуются в результате растворения ОЯТ в водном растворе азотной кислоты, совместной экстракции урана и плутония, промывки экстракта чистыми водными растворами азотной кислоты и реэкстракции плутония. По действующей технологии оставшийся после первого экстракционного цикла без урана и плутония водный раствор (рафинат) актиноидов и продуктов деления выпаривается и после добавления необходимых реагентов (силикатов, фосфатов, боратов и др.) направляется на операцию остекловывания с последующим захоронением [1,2]. Технология переработки высокоактивных ЖРО основана на иммобилизации этих отходов в твердые инертные матрицы, пригодные для окончательного захоронения. Отверждение ЖРО необходимо в целях обеспечения безопасного долговременного хранения радиоактивных отходов.

В данной работе проведено термодинамическое моделирование процессов плазменной утилизации и иммобилизации отходов переработки ОЯТ в виде водноорганических композиций на основе этилового спирта, гидролизного спирта, ацетона и биотоплива для широкого диапазона температур и массовых долей воздушного плазменного теплоносителя. Моделирование проводилось с использованием программы TEPRA. Для расчётов был взят модельный состав отходов ОЯТ [3]:  $HNO_3$  – 18,0%,  $H_2O$  – 81,43%, Fe – 0,07%, Mo – 0,1%, Nd – 0,11%, Y – 0,06%, Zr – 0,058%, Na – 0,04% и др. Плазменная утилизация позволит хранить отходы переработки ОЯТ в виде порошков оксидов металлов. А в результате процесса плазменной иммобилизации отходы переработки ОЯТ переходят в форму порошков оксидов металлов в составе расплавов хлорида калия или натрия.

На рисунке 1 показано влияние содержания отходов ОЯТ и этилового спирта на адиабатическую температуру горения различных по составу водноорганических композиций «отходы ОЯТ – этиловый спирт».

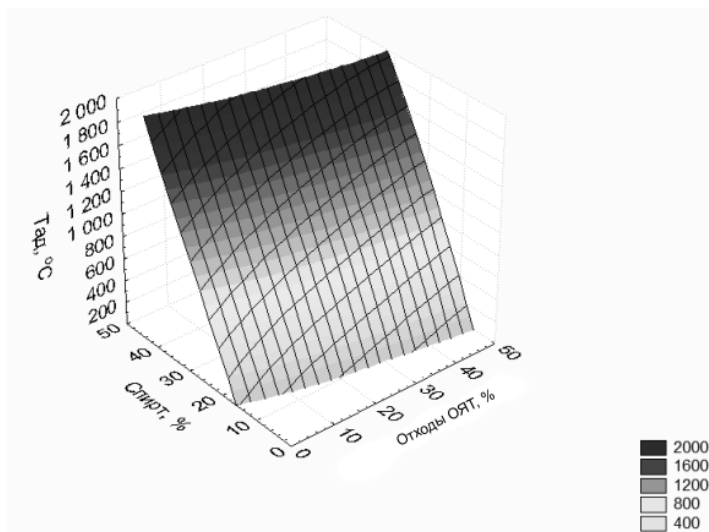


Рис. 1. Влияние содержания отходов отработавшего ядерного топлива и этилового спирта на адиабатическую температуру горения водноорганических композиций «отходы ОЯТ – этиловый спирт».

На рисунке 2 представлен характерный равновесный состав основных конденсированных продуктов плазменной утилизации в воздушной плазме отходов ОЯТ в виде оптимальной по составу водноорганической композиции (ВОК-1) «отходы ОЯТ - этиловый спирт» при массовой доле воздушного плазменного теплоносителя 65% ( $P=0,1$  МПа).

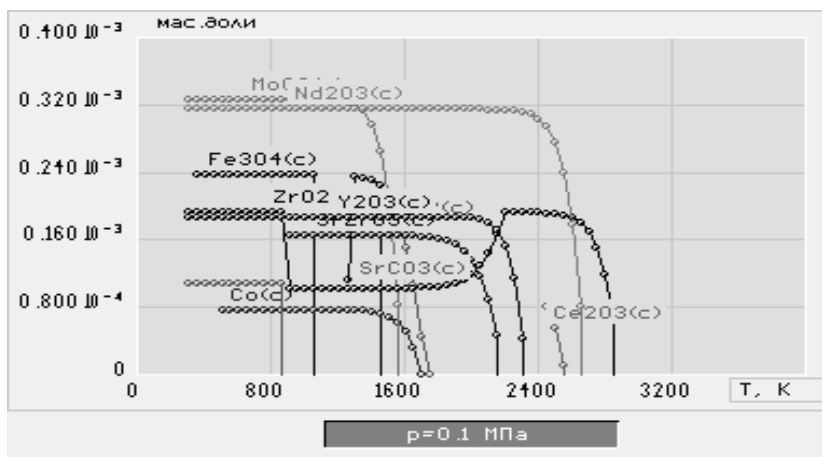


Рис. 2. Равновесный состав конденсированных продуктов плазменной утилизации отходов ОЯТ в воздушной плазме (65% воздух : 35% ВОК-1).

Из анализа равновесных составов следует, что при массовой доле воздушного плазменного теплоносителя 65% плазменная утилизация отходов ОЯТ в виде оптимальной водноорганической композиции также приводит к образованию в конденсированной фазе не только оксидов металлов, но металлов ( $\text{MoO}_2$ ,  $\text{Nd}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Fe}_3\text{O}_4$ ,  $\text{Ce}_2\text{O}_3$ ,  $\text{ZrO}_2$ ,  $\text{SrZrO}_3$ ,  $\text{SrCO}_3$ ,  $\text{Y}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Co}$  и др.). При этом следует отметить, что при температурах до 1200 К образуется в конденсированной фазе двуокись молибдена  $\text{MoO}_2(\text{c})$ , металлический кобальт  $\text{Co}(\text{c})$  и немагнитная окись железа  $\text{Fe}_3\text{O}_4(\text{c})$ .

Повышение массовой доли воздушного плазменного теплоносителя с 65% до 70% (рис. 3) приводит при температурах до 1100 К к образованию в конденсированной фазе только оксидов металлов ( $\text{MoO}_3$ ,  $\text{Nd}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Fe}_3\text{O}_4$ ,  $\text{Ce}_2\text{O}_3$ ,  $\text{ZrO}_2$ ,  $\text{SrZrO}_3$ ,  $\text{SrCO}_3$ ,  $\text{Y}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Co}$  и др.). При этом следует отметить, что при температурах до 1100 К образуется в конденсированной фазе трёхокись молибдена  $\text{MoO}_3(\text{c})$  и только магнитная окись железа  $\text{Fe}_2\text{O}_3(\text{c})$ .

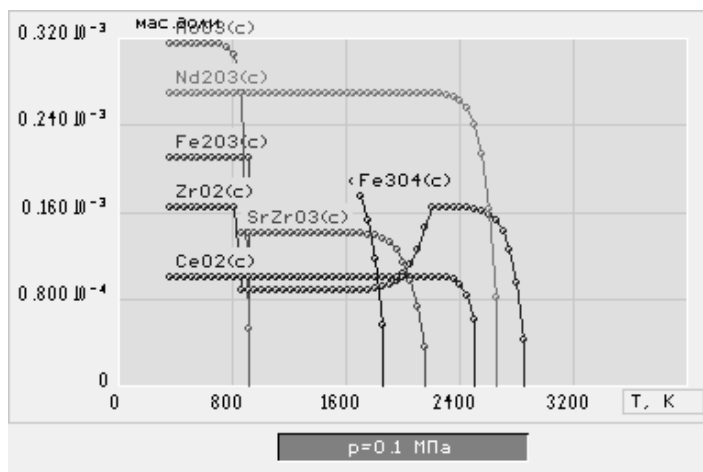


Рис. 3. Равновесный состав конденсированных продуктов плазменной утилизации отходов ОЯТ в воздушной плазме (70% воздух : 30% ВОК-1).

Таким образом, прямая плазменная утилизация слабоконцентрированных отходов ОЯТ в виде оптимальных по составу водноорганических композиций позволит исключить стадию выпаривания, существенно снизить удельные энергозатраты на процесс и повысить его производительность, а наличие в составе твёрдых продуктов утилизации магнитной окиси железа позволит применить магнитную сепарацию для эффективного извлечения и концентрирования железосодержащих твёрдых продуктов утилизации из оборотной технологической воды после «мокрой» очистки отходящих газов.

С учётом полученных результатов могут быть рекомендованы для процесса прямой плазменной утилизации отходов ОЯТ в воздушной плазме следующие оптимальные технологические режимы:

- интервал рабочих температур  $(1000 \pm 100)$  К;
- состав ВОК (70% отходы ОЯТ : 30% спирт);
- массовое отношение фаз (70% воздух : 30% ВОК).

Кроме процесса плазменной утилизации отходов переработки ОЯТ представляет интерес определение возможности осуществления процесса прямой плазменной иммобилизации отходов ОЯТ в воздушной плазме в виде оптимальных по составу водноорганических композиций с получением порошков оксидов металлов в составе расплавов хлорида калия или натрия, имеющих температуру плавления  $\approx 1050$  К.

На рисунках 4 и 5 представлены характерные равновесные составы основных конденсированных продуктов плазменной иммобилизации отходов ОЯТ в воздушной плазме в виде оптимальных по составу водноорганических композиций на основе этилового спирта ВОК-2 (69,8% отходы ОЯТ : 0,2% КСl : 30% этиловый спирт) и ВОК-3 (69,8% отходы ОЯТ : 0,2% NaCl : 30% этиловый спирт) при оптимальной массовой доле воздушного теплоносителя 70%.

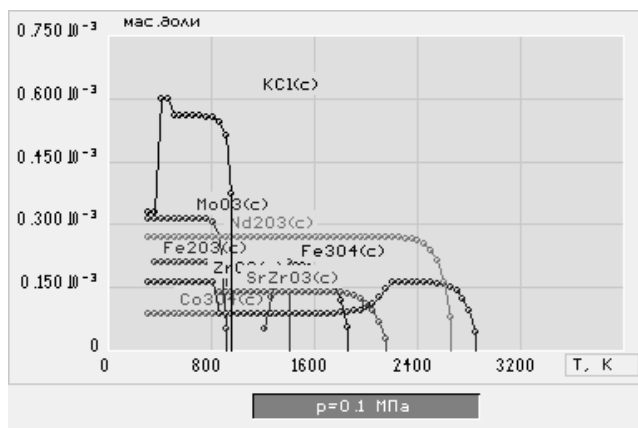


Рис. 4. Равновесный состав конденсированных продуктов плазменной иммобилизации отходов ОЯТ в воздушной плазме. (70% воздух : 30% ВОК-2).

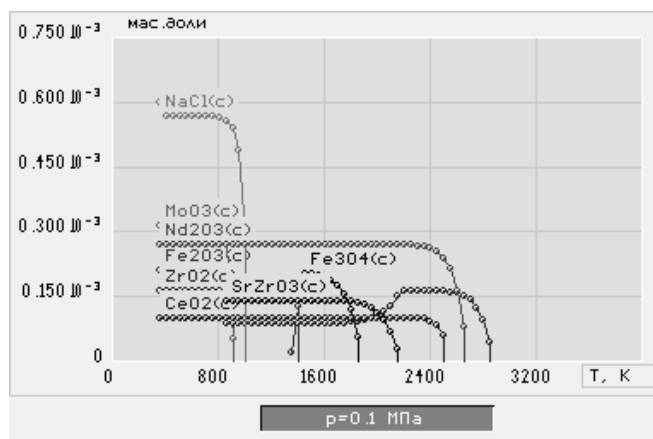


Рис. 5. Равновесный состав конденсированных продуктов плазменной иммобилизации отходов ОЯТ в воздушной плазме. (70% воздух : 30% ВОК-3).

Из анализа равновесных составов следует, что при оптимальной массовой доле воздушного теплоносителя 70% плазменная иммобилизация отходов ОЯТ в воздушной плазме в виде оптимальных водноорганических композиций ВОК-2 и ВОК-3 приводит при температурах 1050÷1100 К к образованию в конденсированной фазе только оксидов металлов (MoO<sub>3</sub>, Nd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, CeO<sub>2</sub>, ZrO<sub>2</sub>, SrZrO<sub>3</sub>, Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub> и др.) и хлорида калия (рис. 4) или хлорида натрия (рис. 5) в виде расплава. Замена хлорида калия на хлорид натрия не оказывает существенного влияния на процесс плазменной иммобилизации отходов ОЯТ.

Из анализа полученных результатов следует, что прямая плазменная иммобилизация слабоконцентрированных отходов ОЯТ в виде оптимальных по составу водноорганических композиций позволит исключить стадию выпаривания, существенно снизить удельные энергозатраты на процесс и повысить его производительность.

Оптимальные технологические режимы:

- интервал рабочих температур (1000±100) К;
- состав водноорганической композиции (70% отходы ОЯТ : 30% этиловый спирт);
- массовое отношение фаз (70% воздух : 30% ВОК).

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании технологии и оборудования для прямой плазменной утилизации и иммобилизации отходов переработки отработавшего ядерного топлива, позволяющей существенно сократить объемы отходов, повысить их устойчивость к механическим и химическим воздействиям и обеспечить режим нераспространения ядерных материалов.

#### Список используемой литературы:

1. Никифоров А.С., Кулиниченко В.В., Жихарев М.И. Обезвреживание жидких радиоактивных отходов. – М.: Энергоатомиздат, – 1985. – 184 с.
2. Скачек М.А. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами АЭС. – М.: Издательский дом МЭИ, – 2007. – 448 с
3. Пантелеев Ю.А., Александрук А.М., Никитина С.А., Макарова Т.П., Аналитические методы определения компонентов жидких радиоактивных отходов. – Л.: Труды Радиового института им. В. Г. Хлопина, 2007. – Т. XII. – С. 124 – 147.

УДК 629.039.53

#### Оценки максимального перепада температур в газовом зазоре тепловыделяющего элемента ВВЭР

**Р.В. Дашевский, А.В. Кузьмин, Е.Ю. Синяткин**  
Томский политехнический университет, г. Томск, Россия  
E-mail: kuzminav@tpu.ru

Отмечены основные эффекты, отражающие реальную картину изменения геометрии тепловыделяющего элемента и термических сопротивлений его составляющих. Проведено сравнение перепада температур в

газовом зазоре тепловыделяющего элемента ВВЭР по разным расчетным формулам. Отмечены условия выбора наиболее целесообразной расчетной формулы.

### Введение

Для определения температурного и мощностного эффектов и коэффициентов реактивности – важнейших показателей, обеспечивающих ядерную безопасность реактора, необходимо знание эффективной средней температуры топлива  $T_{эф}$  [1]. До сих пор в программах расчета стационарных нейтронно-физических характеристик ВВЭР значение  $T_{эф}$  определяют по аппроксимационной зависимости от энергонапряженности активной зоны [2]. Сопряженный нейтронно-физический и теплогидравлический код [3] использует разные модели расчета тепловыделяющего элемента (ТВЭЛ), которые учитывают следующие эффекты по мере увеличения глубины выгорания топлива:

- первоначальное сжатие топлива за счет его спекания на максимальную величину  $\sim 0,6-1,6\%$  от первоначального объема в холодном состоянии и достигаемую при глубинах выгорания примерно от 3 до 14  $MВт \cdot сутки / кгU$ ;
- температурное расширение топлива и оболочки;
- распухание топлива и изменение его теплопроводности в процессе выгорания;
- изменение диаметра ТВЭЛ вследствие ползучести материала оболочки из-за радиационного облучения;
- изменение теплопроводности газового зазора за счет накопления газообразных продуктов деления (ГПД) при выгорании топлива в течение кампании. По данным расчетных исследований [3], заметный выход ГПД под оболочку ТВЭЛ начинается после выгорания 45  $MВт \cdot сутки / кгU$  и практически не влияет на температуру топлива.

Указанные эффекты учитывают реальную картину изменения геометрии ТВЭЛ и термических сопротивлений его составляющих.

Весьма существенное влияние на эффективную температуру топлива оказывает термическое сопротивление газового зазора, для снижения которого под оболочку ТВЭЛ закачивается под большим давлением гелий. Для расчета температурного перепада в газовом зазоре рекомендуются разные формулы, поэтому целью настоящей работы является оценка их эффективности.

### Общие характеристики тепловыделяющего элемента

Отметим некоторые общие характеристики ТВЭЛ (рис.1) по данным [4]. При протекании цепной реакции деления урана на мощности по объему топливной таблетки равномерно выделяется тепловая энергия с интенсивностью до 450  $кВт/л$ . Это тепло передается из объема таблетки к поверхности ТВЭЛ, поэтому в центре таблеток устанавливается максимальная температура. При номинальной мощности реактора средняя температура в центре таблеток около 1500-1600  $^{\circ}C$ , а на поверхности около 470  $^{\circ}C$ . Таким образом, на радиусе ТВЭЛ всего в 3,8 мм имеет место очень большой перепад температур порядка 1200  $^{\circ}C$ . Максимальная температура в центре таблетки  $UO_2$  и на ее поверхности достигает 1940 и 900  $^{\circ}C$ , соответственно. При номинальной мощности перепад температур на газовом зазоре между таблетками и оболочкой составляет в среднем 100  $^{\circ}C$ , а по толщине самой трубки  $\sim 23$   $^{\circ}C$ . Температура наружной поверхности трубки

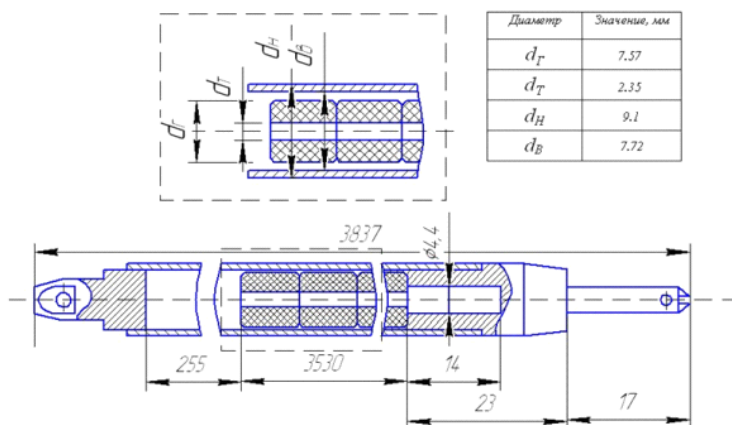


Рис. 1. ТВЭЛ ВВЭР-1000

ТВЭЛ при этом около 350  $^{\circ}C$ . Удельный тепловой поток через эту поверхность в среднем около 0,6  $MВт/м^2$ , а линейный тепловой поток – 17  $кВт/м$ . Тепловой расчет ТВЭЛ, представленного на рис.1 и модифицированного отсутствием центрального отверстия в таблетках топлива, показал при сравнении с данными [4] заметное несовпадение только в перепаде температур в газовом зазоре для кассеты средней мощности.

### Анализ рекомендуемых формул расчета температурного перепада в газовом зазоре

Найдем средний по реактору поверхностный тепловой поток  $\bar{q}_F$  по данным [4]:

$$S_{ТО} = \pi \cdot d_{ТВЭЛ} \cdot H_0 \cdot n_{ТВЭЛ} \cdot N_{ТВС} = \pi \cdot 9,1 \cdot 10^{-3} \cdot 3,55 \cdot 312 \cdot 163 = 5158,7 \text{ м}^2;$$

$$\bar{q}_F = \frac{Q}{S_{ТО}} = \frac{3000 \cdot 10^3}{5158,7} = 5,815 \cdot 10^5 \frac{\text{Вт}}{\text{м}^2}.$$

В первом варианте перепад температур в газовом зазоре оценим по формуле [5]:

$$\Delta \bar{T}_{\text{газ}} = \bar{q}_F \cdot \frac{2d_B}{d_B + d_{\text{гор}}} \cdot \frac{\delta_{\text{газ}}}{\lambda_{\text{газ}}} = 5,815 \cdot 10^5 \cdot \frac{2 \cdot 0,00773}{0,00773 + 0,00757} \cdot \frac{0,075 \cdot 10^{-3}}{0,332375} = 132,6^\circ \text{C}, \quad (1)$$

где  $2d_H/d_H + d_B$  – множитель, корректирующий значение потока на средний диаметр газового зазора;  $\delta_{\text{газ}}$  – толщина газового зазора;  $d_{\text{гор}}$  – диаметр топливной таблетки;  $\lambda_{\text{газ}}$  – коэффициент теплопроводности гелия, которым заполняется газовый зазор [6];  $d_B$  – внутренний диаметр циркониевой оболочки ТВЭЛ.

Во втором варианте оценку перепада температуры на зазоре проведем по другой методике [5]:

$$\Delta \bar{T}_{\text{газ}} = \bar{q}_F / k_3 = 5,815 \cdot 10^5 / 0,32 \cdot 10^4 = 181,7^\circ \text{C}, \quad (2)$$

где  $k_3 = 0,32 \cdot 10^4 \text{ Вт}/(\text{м}^2 \cdot \text{К})$  – коэффициент теплопередачи газового зазора между окисным топливом и оболочкой из нержавеющей стали определен из рис. 9.34 [5].

Видно, что оценки перепада температур заметно отличаются от  $100^\circ \text{C}$  и скорее всего не соответствуют началу кампании топлива.

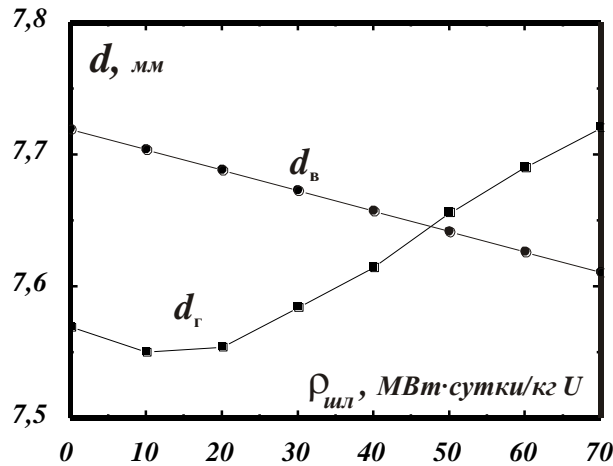


Рис. 2. Зависимость изменения внутреннего диаметра оболочки и диаметра горючего от выгорания

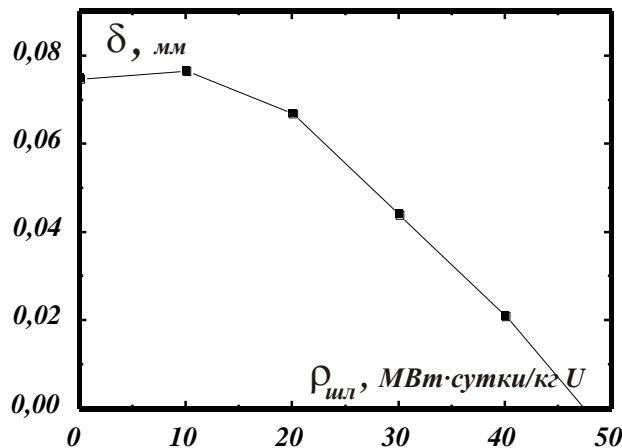


Рис. 3. Зависимость изменения газового зазора от выгорания

Представим результаты верификации разных сопряженных моделей выгорания топлива [2] в виде графиков изменения внутреннего диаметра оболочки твэла, диаметра топливной таблетки и величины газового зазора (рис. 2, 3) от глубины выгорания топлива  $\rho_{\text{шл}}$  (рис.3), полагая, что толщина оболочки твэла остается неизменной.

По формулам (1) и (2) оценим размеры газового зазора, соответствующие температурному перепаду в  $100^{\circ}\text{C}$ . В результате получим предполагаемый диапазон размеров газового зазора:  $\sim 0,056 \div 0,035$  мм, который достигается при выгораниях  $\rho_{\text{шл}} \approx 24 \div 34$  МВт·сутки/кг U, т.е. примерно в середине кампании топлива.

#### **Заключение**

Результаты расчетов по современным моделям определения нейтронно-физических характеристик [2,3] показывают, что величина газового зазора и соответствующий ему температурный перепад заметно меняются в процессе выгорания топлива.

В работе [2] отмечается, что различие в оценке температуры топлива  $\sim 60^{\circ}\text{C}$  не является существенной, поскольку для ВВЭР в единицах реактивности такая неопределенность не превышает  $\sim 0,2\%$  от эффективного коэффициента размножения  $K_{\text{эф}}$ . Поэтому для расчета перепада температур в газовом зазоре целесообразнее использовать формулу (1).

#### **Список используемой литературы:**

1. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов: Учеб. пособие для вузов/ Г.Г Бартоломей, Г.А. Бать, В.Д.Байбаков, М.С. Алтухов. – 2-е изд. перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 512с., ил.
2. В.Г. Артемов, Л.М. Артемова, Ю.П. Шемаев. Исследование влияния выгорания топлива на теплофизические свойства твэла в совместных нейтронно-физических и теплогидравлических моделях ВВЭР. // «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». Сборник тезисов докладов 5-й МНТК. – Подольск, 2007.
3. Medvedev, S. Bogatyr, V. Kuznetsov, V. Lagovsky, L. Korystin. Fuel Rod Behaviour at High Burnup WWER Fuel Cycles (FSUE, VNIINM, Moscow). Proceedings of the Fourth International Conference “WWER Fuel Modeling and Experimental Support”, Bulgaria, 2003, с.354-364.
4. ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность/ А.М. Афров, С.А. Андрущечко, В.Ф. Украинцев и др. – М.: Университетская книга, Логос, 2006. – 488 с. + 16 с. цв. вкл.
5. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы) / П.Л. Кириллов, Ю.С. Юрьев, В.П. Бобков; Под общ. ред. П.Л. Кириллова. – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 360 с.: ил.
6. Кириллов П.Л., Терентьева М.И., Денискина Н.Б. Теплофизические свойства материалов ядерной техники: Учебное справочное пособие для студентов специальностей: 14.03.05 — Ядерные реакторы и энергетические установки, 14.04.04. – Атомные электрические станции и установки / Под общ. ред. проф. П.Л.Кириллова; 2-е изд. перераб. и доп. – М.: ИздАт, 2007. – 200 с.