

СОДЕРЖАНИЕ

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯЭ	<i>А.В.Меньшов</i> О создании Генерирующей компании АЭС 4
БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ	<i>О.М. Гулина, Н.Л. Сальников</i> Расчет ресурсных характеристик оборудования в условиях нелинейных эффектов процессов деградации 11 <i>М. А. Трофимов</i> Ультразвуковой метод контроля напряженного состояния металла технологических каналов ядерных реакторов типа РБМК на основе эффекта акустоупругости 16 <i>Ян Фидлер</i> Магнитное концевое уплотнение 22 <i>В. В. Чегодаев</i> Расчет оптимальной скорости перемещения преобразователя при неразрушающем контроле протяженных объектов АЭС 26
ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ	<i>А.М. Кузьмин, В.С. Окунев</i> Оптимизация характеристик естественной безопасности быстрых реакторов, охлаждаемых сплавами калия и тяжелых металлов 29 <i>Yu. V. Volkov, T. G. Petrosov, D. A. Klinov, V. F. Ukraintsev, Y. V. Slemenitchs, M. Moniri</i> Tests of digital reactimeter with 15 groups of delayed neutrons in experiments on ZPR 38
ТЕПЛОФИЗИКА	<i>Е.Ф. Авдеев, С.Л. Дорохович</i> Гидродинамика и тепловыделение в жидкой вертикальной струе эвтектики - мишени интенсивного источника нейтронов 48 <i>В.П. Бобков</i> Об основных закономерностях кризиса теплообмена в водоохлаждаемых каналах 55 <i>В.Н. Богомолов, В.Н. Лопатинский, В.Н. Замусский, В.М. Рябый</i> Некоторые результаты экспериментальных исследований режимов работы твэла реактора с испарительным охлаждением на одностержневой трехконтурной модели 61
ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ	<i>А.А. Козарь, В.Ф. Петрухин</i> Рутений как продукт трансмутации ⁹⁹ Tc: степень очистки, необходимая для применения 67 <i>А.Н. Шмелев, А.Е. Синцов, В.Б. Глебов, В.А. Апсэ</i> Использование электроядерных установок для обеспечения защиты ТВС с МОХ-топливом путем создания радиационного барьера 77 <i>В.А. Апсэ, А.Н. Шмелев, Г.Г. Куликов, М. Саито, В.В. Артюсюк</i> Анализ процесса выхода на равновесный режим трансмутации ¹³⁵ Cs 83
ПОДГОТОВКА КАДРОВ. МЕТОДОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ПРЕПОДАВАНИЯ	<i>В.С. Каекин, В.С. Щебнев, А.Ю. Токов</i> Применение компьютерных обучающих средств в гармонизации международных требований к персоналу, эксплуатационной и нормативной документации 89 <i>А. И. Солдатов</i> Поддержка молодежного движения в атомной индустрии как фактора экономической стабильности и экологической безопасности России 92

CONTENTS

CURRENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

- A.V. Men'shov**
About Making the Generating Company NPP4

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

- O.M. Gulina, N.L. Sal'nikov**
Calculation of the Resource Performances of Equipment under Nonlinear Effects
of Degradation Processes11
- M.A. Trofimov**
Ultrasonic Method of Control of Stressed State of a Metal for Technological
Channels of RBMK-type Nuclear Reactors on the Basis of Acousto-elasticity
Effect16
- Jan Fidler**
Magnetic End Sealing22
- V.V. Chegodaev**
Calculation of Optimal Travel Velocity of a Transducer during Nondestructive
Control of NPP's Lengthy Objects26

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

- A.M. Kuzmin, V.S. Okunev**
Optimization of the Parameters for Inherent Safety of Fast Reactors Cooled
Potassium-Heavy Metal Alloys29
- Yu.V. Volkov, T.G. Petrosov, D.A. Klinov, V.F. Ukraintsev, Ya.V. Slekenitchs,
M. Moniri**
Tests of Digital Reactimeter with 15 Groups of Delayed Neutrons in Experiments
on ZPR38

THERMAL PHYSICS

- E.F. Avdeev, S.L. Dorokhovitch**
Hydrodynamics and Heat Generation in a Liquid Vertical Eutectic Jet as a Target
for the Intense Neutron Source48
- V.P. Bobkov**
On the Basic Regularities of Crisis of Heat Exchange in Water Cooled Channels55
- V.N. Bogomolov, V.N. Lopatinsky, V.N. Zamiusky, V.M. Ryaby**
Some results of Experimental Studies of Evaporation-cooled Reactor Fuel Rod
Operation Modes in Single-rod Three-circuit Model61

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

- A.A. Kozar, V.F. Peretroukhin**
Ruthenium as a ^{99}Tc Transmutation Product: Necessary Separation Factor
for Use67
- V.B. Glebov, A.E. Sintsov, A.N. Shmelev, V.A. Apse**
Applicability of Accelerator-Driven Systems to Enhancement of MOX-Fuel
Proliferation Resistance by Creating a Radiation Barrier77
- V.A. Apse, A.N. Shmelev, G.G. Kulikov, M. Saito, V.V. Artisyuk**
An Analysis of Process of Getting Equilibrium Mode of Transmutation of ^{135}Cs 83

TRAINING OF PERSONNEL. METHODOLOGICAL ASPECTS OF TEACHING

- V.S. Kaekin, V.S. Schebnev, A.Yu. Tokov**
Application of Computer Learning Resurses in Harmonization of the I
nternational Requirements to Personnel, Operational and Normative
Documentation89
- A.I. Soldatov**
Support of the Youth Movement in Nuclear Industry as the Factor of Economic
Stability and Ecological Safety of Russia92

КОЛОНКА РЕДАКТОРА

Журнал "Известия вузов. Ядерная энергетика" выходит в свет с 1993 г. За прошедшие семь лет издано 42 журнала и 1 специальный дополнительный выпуск (приложение). В общей сложности опубликовано более 500 научных статей. Дополнительные выпуски позволяют редколлегии журнала сохранять свою особенность – сравнительно малый временной интервал (как правило, не более 3 мес.) от момента получения статьи до ее публикации.

Содержания статей, опубликованных в 1999 г. в четырех журналах и одном приложении, являются характерными. Было опубликовано 80 статей, 3 информационных сообщения о семинарах и конференциях, 2 юбилейных статьи.

Наибольшее количество статей были отнесены к рубрикам: "Безопасность и надежность ЯЭУ", "Топливный цикл и радиоактивные отходы".

Судя по планируемым конференциям и семинарам, в предстоящем году акцент публикаций будет на работах по топливному циклу, по выводу из эксплуатации, по управлению ресурсами оборудования АЭС, по новым проектам ядерных блоков (особенно блоков для "малой" энергетики), по различным аспектам экологии.

Наш журнал становится достаточно "домашним" - количество публикаций, подготовленных учеными ИАТЭ и НИИ города, достигает 60%. Впрочем, это не удивительно, поскольку в Обнинске – городе науки - сосредоточены высококвалифицированные кадры в области ядерной энергетики и ядерных техноло-

гий. Радует, что значительный процент авторов - это люди моложе 40 лет.

У редколлегии все чаще появляются проблемы, связанные с отнесением той или иной статьи к рубрикам журнала. Это связано с тем, что название и направление журнала понимается авторами и рецензентами в более широком смысле: не только ядерная энергетика, но и ядерные технологии в различных областях науки и техники – производство и использование изотопов, биология, медицина, материаловедение. Другими словами, появляется необходимость ввести новые рубрики, отражающие интересы смежных областей знаний и деятельности. Для города науки и, особенно, для молодых ученых такое решение представляется целесообразным. Достаточный уровень рецензирования работ может быть обеспечен силами ученых НИИ города.

В последние два года произошли небольшие изменения в редколлегии журнала. В состав редколлегии введены Б.И. Нигматулин – профессор Министерства атомной энергии и В.Д. Кузнецов – профессор МЭИ (технического университета).

Редколлегия с уверенностью смотрит в будущее и надеется на стабильное, как и в прошлые годы, издание журнала, на рост популярности журнала, на пополнение портфеля редакции интересными работами.

Мы поздравляем читателей и авторов журнала с наступающим Новым годом и желаем всем успехов, бодрости и благополучия.

Главный редактор журнала -
Ю.А. Казанский

О СОЗДАНИИ ГЕНЕРИРУЮЩЕЙ КОМПАНИИ АЭС*

А.В.Меньшов

Концерн «Росэнергоатом», г. Москва

Целью реорганизации предприятий атомной энергетики является приведение организационной структуры предприятий атомной энергетики в соответствие с действующим законодательством и повышение эффективности работы предприятий атомной энергетики в рыночных условиях.

На необходимость реорганизации предприятий атомной энергетики неоднократно указывалось в документах высших органов государственного управления.

К недостаткам существующей системы взаимоотношений между предприятиями атомной энергетики следует отнести следующие.

• **Несоответствие между ответственностью и правами концерна «Росэнергоатом» как эксплуатирующей организации.**

Концерн «Росэнергоатом» в соответствии с Федеральным законом “Об использовании атомной энергии” несет всю полноту ответственности за обеспечение безопасной работы АЭС и должен обладать необходимыми полномочиями, финансовыми, материальными и иными ресурсами, достаточными для осуществления своих функций.

Вместе с тем, концерн «Росэнергоатом» и АЭС являются государственными унитарными предприятиями, формально не соподчиненными юридическими лицами, и их взаимоотношения могут строиться только на основании хозяйственных договоров.

Возникает противоречие: ответственность за безопасность несет одно юридическое лицо, а действия, влияющие на безопасность, осуществляет другое, независимое и неподконтрольное, юридическое лицо.

• **Несоответствие имущественных отношений нормам Гражданского кодекса Российской Федерации.**

Основное имущество атомной энергетики закреплено за концерном «Росэнергоатом» на праве хозяйственного ведения и передано им атомным станциям на праве оперативного управления.

Это противоречит закону, т.к. в соответствии со ст. 113 и 114 Гражданского кодекса Российской Федерации право наделения государственного унитарного предприятия имуществом на праве оперативного управления принадлежит собственнику.

Противоречит законодательству и организационно-правовой статус атомных станций. С одной стороны, это государственные унитарные предприятия, основанные на праве хозяйственного ведения и имеющие на балансе имущество, закрепленное на праве хозяйственного ведения. С другой стороны, это казенные предприятия, поскольку имеют имущество на праве оперативного управления.

© А.В. Меньшов, 1999

* - Доклад на VI Международной конференции “Безопасность АЭС и подготовка кадров” (Обнинск, 4-8 октября 1999 г.)

• **Отсутствие возможности концентрации ресурсов АЭС и использования их для решения приоритетных задач атомной энергетики.**

В силу самостоятельности финансово-хозяйственной деятельности атомные станции направляют имеющиеся ресурсы на решение приоритетных для них задач. Этим определяется, например, недостаточное выделение и освоение средств АЭС на работы по реконструкции и продлению сроков службы энергоблоков первого поколения, строительству энергоблоков высокой степени готовности.

• **Отсутствие возможности управления производственной деятельностью.**

Производственные планы разрабатываются и реализуются атомными станциями самостоятельно. Например, графики несения нагрузки, продолжительность и содержание ремонтной компании определяет директор предприятия, что зачастую приводит к существенным и необоснованным потерям в выработке энергии.

• **Потери средств для АЭС с низким тарифом, конкурентные ограничения для АЭС с высоким тарифом.**

Механизм формирования тарифов на электроэнергию, в основу которого положен принцип возмещения затрат, не позволяет атомным станциям с низким тарифом, например, Нововоронежской АЭС, продавать электроэнергию по сложившимся на ФОРЭМе ценам, тогда как дорогая электроэнергия Кольской АЭС остается невостребованной.

• **Отсутствие возможности управления ресурсами АЭС (финансовыми, материальными, трудовыми и т.п.) и действенного контроля финансово-хозяйственной деятельности атомных станций.**

Независимость атомных станций в производственной и финансово-экономической деятельности зачастую приводит к избыточности и нерациональному использованию имеющихся ресурсов.

Например, после отмены контроля министерства (выход Закона "О предприятиях с предпринимательской деятельностью" в 1991 г.) численность персонала атомных станций возросла в 1.3 раза. Значительно возросли запасы материальных ценностей, причем не всегда производственного назначения.

• **Неоправданное дублирование функций и ресурсов в силу децентрализации хозяйственной деятельности.**

На каждой атомной станции формируется практически полный комплект запасных частей, оборудования, ремонтной оснастки, контрольной аппаратуры и вспомогательных материалов. Имеется полный набор управленческих и вспомогательных служб и подразделений.

• **Нерациональное использование амортизационных и инвестиционных средств.**

Объем амортизационных отчислений на атомных станциях концерна «Росэнергоатом» составил в 1998 г. 1450 млн. руб., объем инвестиционных средств - 1190 млн. руб. Указанные средства распыляются по десяткам объектов, их освоение неудовлетворительно. На ряде АЭС нет сферы эффективного применения амортизационных отчислений, поэтому они либо оседают в дебиторской задолженности, либо проедаются.

• **Финансовые потери из-за отсутствия управления коммерческой деятельностью.**

В связи с конкуренцией между атомными станциями за получение материально-технических ресурсов имеет место существенное завышение цен поставщиками.

В соответствии с указанными решениями концерном «Росэнергоатом» подготовлены проекты Указа Президента и постановления Правительства Российской Федерации о реорганизации предприятий атомной энергетики и обосновывающие материалы.

По итогам рассмотрения и обсуждения материалов получены положительные заключения Минюста России, Мингосимущества России, Минфина России, Федеральной энергетической комиссии, а также Ассоциации экономического взаимодействия областей Центрально-Черноземного региона Российской Федерации "Черноземье", Союза территорий и предприятий атомной энергетики.

В настоящее время положительное заключение по предлагаемой реорганизации готовит Минэкономики России.

Предлагается провести реорганизацию путем слияния государственных унитарных предприятий атомной энергетики, с созданием основанного на праве хозяйственного ведения государственного унитарного предприятия (ГУП) «Российское государственное предприятие по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях» с последующим выделением дочерних предприятий, филиалов и других обособленных структур.

На ГУП «Росэнергоатом» возлагается осуществление деятельности по производству на атомных станциях и реализации электрической и тепловой энергии, ответственность за их безопасное и экономически эффективное функционирование, а также выполнение функций эксплуатирующей организации, определенных Федеральным Законом "Об использовании атомной энергии" от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ.

ГУП «Росэнергоатом» отвечает за выполнение следующих функций:

- функции эксплуатирующей организации, определенные Федеральным законом «Об использовании атомной энергии», статьи 34 и 35;
- формирование заданий для АЭС по производству и реализации продукции, графиков ремонта энергоблоков, планов модернизации и технического перевооружения, планов капитального строительства, основных показателей финансово-экономической деятельности, направлений и объемов расходования средств, структуры и численности персонала, системы оплаты труда, планов социального развития;
- организацию всей деятельности по обеспечению безопасности атомных станций;
- контроль за соблюдением норм и правил по безопасному использованию атомной энергии;
- реализацию электроэнергии и расчеты за товарную продукцию;
- приобретение ядерного топлива;
- организацию и финансирование проектирования, строительства и пуска новых энергоблоков, в том числе замещающих мощностей;
- организацию и финансирование реконструкции, модернизации и продления сроков эксплуатации действующих энергоблоков;
- приобретение расходных материалов, оборудования, запасных частей;
- организацию и финансирование работ по научно-технической поддержке эксплуатации энергоблоков;
- организацию и финансирование работ по снятию с эксплуатации энергоблоков;
- назначение широкого круга должностных лиц АЭС, обеспечивающих безопасность и финансово-экономическую эффективность деятельности структур.

В зависимости от производственной и экономической целесообразности в рамках Генерирующей компании возможно без существенных организационно-правовых изменений проводить централизацию и децентрализацию выполнения тех или иных функций, повышать или понижать уровень принятия управленческих решений, добиваясь максимальной безопасности и эффективности производства.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В ГЕНЕРИРУЮЩЕЙ КОМПАНИИ

В рамках Генерирующей компании эксплуатирующей организацией ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ признается ГУП «Росэнергоатом».

ГУП «Росэнергоатом» получает разрешения (лицензии) Госатомнадзора России на право ведения работ в области использования атомной энергии.

ГУП «Росэнергоатом» в соответствии с Федеральным Законом «Об использовании атомной энергии» несет всю полноту ответственности за безопасность закрепленных за ней ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, а также за надлежащее обращение с ядерными материалами и радиоактивными веществами.

ГУП «Росэнергоатом» разрабатывает и осуществляет в соответствии с требованиями нормативно-технических документов и условиями лицензий мероприятия по поддержанию безопасности ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, осуществляет контроль за соблюдением норм и правил в области использования атомной энергии в дочерних предприятиях и филиалах.

ГУП «Росэнергоатом» обеспечивает:

- разработку, внедрение и контроль исполнения инструктивных, нормативно-технических и распорядительных документов по эксплуатации;
- организацию и координацию разработки и выполнения программ обеспечения качества на всех этапах создания, эксплуатации и вывода из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ;
- разработку и реализацию мер по предотвращению аварий и снижению их негативных последствий для работников дочерних предприятий и филиалов, населения и окружающей среды;
- безопасное для работников дочерних предприятий и филиалов и населения обращение с ядерными материалами и радиоактивными веществами и их хранение;
- инженерно-техническую поддержку атомных станций, учет накопленного опыта эксплуатации энергоблоков;
- выделение необходимых финансовых средств и организацию выполнения научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ с целью повышения безопасности, надежности и эффективности работы;
- учет индивидуальных доз облучения работников дочерних предприятий и филиалов;
- разработку и реализацию в пределах своей компетенции мер по защите работников и населения в случае аварий на ядерных установках, источниках излучения или на пунктах хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ;
- физическую защиту ядерных установок, источников излучения, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ;
- разработку и реализацию мер пожарной безопасности;
- квалификационный контроль персонала дочерних предприятий и филиалов;
- создание необходимой организационной структуры для безопасной эксплуатации ядерных установок, источников излучения, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ;
- создание атмосферы, в которой безопасность рассматривается как жизненно важное дело и предмет личной ответственности всего персонала дочерних предприятий и филиалов.

На атомные станции как организации, оказывающие услуги ГУП «Росэнергоатом» по эксплуатации, ремонту и поддержанию в работоспособном состоянии ядерных установок, источников излучения и пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, возлагается ответственность за выполнение работ в таком объеме и такого качества, которые отвечают нормам и правилам в области использования атомной энергии.

АЭС получают разрешения (лицензии) Госатомнадзора России на выполнение работ и предоставление услуг в области использования атомной энергии.

Атомные станции обеспечивают:

- использование закрепленных за АЭС ядерных установок, источников излучения и пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ только для тех целей, для которых они спроектированы и построены;
- выполнение технологических регламентов, инструкций по эксплуатации, техническому обслуживанию, и ремонту ядерных установок, источников излучения и пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ;
- создание безопасных условий труда для работников и ответственность в установленном законодательством порядке за ущерб, причиненный их здоровью и трудоспособности;
- соблюдение природоохранного законодательства, возмещение ущерба, причиненного нерациональным использованием земли и других природных ресурсов, загрязнением окружающей среды, нарушением правил безопасности производства.

Разграничение ответственности ГУП «Росэнергоатом», дочерних предприятий и филиалов, их должностных лиц и работников определено гл. XII и XIII Федерального Закона «Об использовании атомной энергии».

ГУП «Росэнергоатом» несет ответственность:

- исключительную гражданско-правовую за убытки и вред, причиненные радиационным воздействием юридическим и физическим лицам, здоровью граждан, а также окружающей природной среде;
- административную в случае нарушения норм и правил в области использования атомной энергии или условий лицензий, а также за вред, причиненный радиационным воздействием окружающей природной среде.

Должностные лица ГУП «Росэнергоатом» несут дисциплинарную, административную и уголовную ответственность за правонарушения, перечисленные в ст. 61 Федерального Закона «Об использовании атомной энергии».

АЭС несут ответственность:

- гражданско-правовую в рамках общего гражданского законодательства за качество выполненных работ и предоставленных услуг в течение всего проектного срока службы ядерной установки, пункта хранения, источника излучения;
- организации, выполняющие работы и предоставляющие услуги для ГУП «Росэнергоатом»;
- административную в случае нарушения норм и правил в области использования атомной энергии или условий лицензий.

Должностные лица АЭС несут дисциплинарную, административную и уголовную ответственность за правонарушения, перечисленные в ст. 61 Федерального Закона «Об использовании атомной энергии».

Создание Генерирующей компании позволит снизить затраты на производство электроэнергии, что обеспечит повышение конкурентоспособности Генерирующей компании по сравнению со станциями, работающими на органическом топливе.

Уменьшение затрат на производство электроэнергии ГУП «Росэнергоатом» может быть осуществлено за счет:

- централизации амортизационных отчислений и целевых инвестиционных средств на 2,8%, что должно привести к снижению необходимого объема инвестиционных средств при повышении эффективности использования амортизационных отчислений;
- централизации поставок ядерного топлива и обращения с ОЯТ на 1,5%, что должно обеспечить экономический эффект от оптовых закупок, рационализации расчетных схем;
- уменьшения общей численности персонала на 3,5% путем передачи ряда их функций отраслевым специализированным предприятиям, имеющим прямые договоры с Генерирующей компанией на услуги по поддержанию оборудования в рабочем состоянии;
- централизации взаимоотношений с поставщиками и подрядчикам на 4%, что должно обеспечить снижение цен при оптовых закупках, переход на тендер - конкурсный отбор контрагентов;
- передачи объектов социальной сферы в муниципальную собственность на 2,2%, обеспечивающей исключение расходов на содержание объектов городской инфраструктуры;
- повышения эффективности НИОКР на 1,3% путем исключения дублирования и нерационального использования средств при размещении заказов на работы, финансируемые из фондов НИОКР, снятия с эксплуатации, конверсии и других, а также путем отказа от малозначительных работ.

Предварительные расчеты показывают, что суммарная экономия средств составит не менее 14% от уровня существующего тарифа.

Создание Генерирующей компании ускорит проведение модернизации и реконструкции энергоблоков первого поколения, сооружение и ввод в эксплуатацию новых энергоблоков, в том числе замещающих мощностей, за счет:

- централизации амортизационных и инвестиционных отчислений и концентрации их на приоритетных направлениях, в результате чего суммарный объем амортизационных и инвестиционных средств, направляемый Генерирующей компанией на приоритетные направления, может превысить 2 млрд. руб.
- увеличения объема собственных инвестиционных средств в результате снижения затрат по другим составляющим тарифа;
- планируется поддерживать тариф на отпускаемую Генерирующей компанией электроэнергию на максимальном возможном уровне, обеспечивающем запас конкурентоспособности атомной энергетики по сравнению с тепловой; при этом часть сэкономленных средств может быть направлена на реализацию инвестиционных программ;
- привлечения крупных инвестиционных средств на возвратной основе, в том числе средств иностранных инвесторов, в результате чего, получая кредиты для проведения крупных модернизаций и реконструкций или строительства новых энергоблоков, ГУП «Росэнергоатом» сможет возвращать инвестиционные средства, используя прибыль работающих станций.

Предлагаемая структура Генерирующей компании полностью соответствует действующему законодательству и призвана обеспечить наиболее безопасное и эффективное производство энергии на атомных станциях.

Предприятия с налаженным производством (действующие АЭС и ряд действующих обеспечивающих предприятий) предлагается выделить в качестве дочерних государственных предприятий ГУП «Росэнергоатом», а строящиеся АЭС, предприятия с большим объемом капитальных вложений в дочерние предприятия ГУП «Росэнергоатом», выделить в качестве филиалов с последующим преобразовани-

ем завершения строительства. Билибинской АЭС предлагается придать статус филиала, т.к. из-за социально-экономических условий региона у станции отсутствует возможность получения достаточных ресурсов для осуществления производственно-хозяйственной деятельности.

При образовании дочерних предприятий ядерные установки, делящиеся вещества, оборудование, здания и сооружения, включенные в ядерно-энергетический цикл, предлагается оставить на балансе ГУП «Росэнергоатом». Атомные станции, как дочерние предприятия, предлагается наделить имуществом, не относящимся к ядерно-энергетическому циклу. Основанием для использования атомными станциями основного имущества для производства электроэнергии будут договоры безвозмездного пользования.

Тарифы на продукцию ГУП «Росэнергоатом» будут регулироваться Федеральной энергетической комиссией Российской Федерации.

Между ГУП «Росэнергоатом» и атомными станциями будут заключены договоры, предусматривающие эксплуатацию атомными станциями оборудования с целью выработки тепловой и электрической энергии и поддержание оборудования в работоспособном состоянии путем проведения капитального и текущего ремонтов. Тарифы на услуги АЭС также будут регулироваться ФЭК России.

ГУП «Росэнергоатом» по указанным договорам будет оплачивать атомным станциям услуги по ценам, обеспечивающим возмещение произведенных затрат.

АЭС будут переданы обязательства в отношении социальной защиты населения и охраны окружающей среды на территориях, прилегающих к объектам атомной энергетики Генерирующей компании (отчисления во внебюджетные инвестиционные фонды, льготные тарифы за пользование электрической и тепловой энергией от атомных станций), в пределах, установленных нормативно-правовыми актами.

С целью сохранения объемов налоговых поступлений от АЭС, входящих в состав Генерирующей компании, в регионы расположения этих АЭС Генерирующая компания планирует осуществить:

- наполнение налогооблагаемой базы АЭС путем перенесения значительной части затрат, ранее производимой из прибыли концерна «Росэнергоатом», в стоимость услуг АЭС;
- внесение ГУП «Росэнергоатом» налога на имущество по месту физического расположения имущества.

Другие предприятия Генерирующей компании, обеспечивающие надежную и безопасную эксплуатацию АЭС (техническая, информационная поддержка, научно-исследовательские организации), образованные в форме дочерних предприятий, также будут строить свои взаимоотношения с ГУП «Росэнергоатом» на основе договоров на оказание услуг, соответствующих профилю этих предприятий (организаций). Дочерние предприятия будут выполнять работы, определенные в договоре, или задания, полученные от предприятия-учредителя, с соответствующей оплатой стоимости выполненных работ ГУП «Росэнергоатом».

УДК 621.039.566

РАСЧЕТ РЕСУРСНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ОБОРУДОВАНИЯ В УСЛОВИЯХ НЕЛИНЕЙНЫХ ЭФФЕКТОВ ПРОЦЕССОВ ДЕГРАДАЦИИ

О.М. Гулина, Н.Л. Сальников

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



Разработан метод нелинейного суммирования повреждений для расчета ресурсных характеристик оборудования, работающего в условиях коррозионной среды и смены режимов эксплуатации. Введен параметр, характеризующий процесс деградации материала в данных условиях, и получено уравнение для оценки этого параметра. При решении задачи используется статистика об отказах оборудования и зависимость времени до разрушения от параметров среды и характеристик материала.

Старение материала вследствие различных причин является основным фактором, вызывающим отказ тепломеханического оборудования. В зависимости от типа оборудования, материала и характеристик эксплуатации существуют различные механизмы деградации: рост трещин, коррозионное растрескивание, эрозивно-коррозионный износ и др. Как правило, процессы, приводящие к постепенному отказу оборудования, связаны с накоплением повреждений в его материале. Вследствие случайного характера действующих факторов: свойств материала, характеристик эксплуатации и среды, процесс накопления повреждений (ПНП) является вероятностным по своей сути. Однако характер самого процесса ПНП в значительной степени зависит от характеристик материала оборудования, геометрических параметров и условий эксплуатации, определяющих процесс деградации материала. Поскольку накопленное повреждение не является измеряемой величиной, остается актуальной задача прогнозирования ресурсных характеристик оборудования на основе измеряемых характеристик эксплуатации.

Известно, что квазистатические повреждения от длительного действия медленно меняющихся напряжений и температуры при стабильном поведении материала могут быть определены из хорошо проверенного экспериментально условия линейного суммирования

$$\omega(t) = \int_0^t \frac{ds}{\tau}, \quad (1)$$

где τ - время до разрушения при нагружении постоянным напряжением σ . Или

$$\omega(t) = \sum_{i=1}^n \omega_i \quad (2)$$

при работе на нескольких режимах, где n - число режимов к моменту времени t . Это соотношение следует считать справедливым для элементов, толщина которых достаточно велика. Для тонкостенных конструкций накопление повреждений оказывается нелинейным даже при медленно меняющихся напряжениях и температуре [1, 2].

Оценка работоспособности в случае нелинейного суммирования повреждений может быть проведена с позиций общего феноменологического подхода к проблеме разрушения конструкционных материалов.

Предположим, что скорость накопления повреждений в элементе однозначно определяется приложенным эквивалентным напряжением σ_3 , температурой T и уровнем накопленных повреждений ω при данном структурном состоянии материала. Тогда для функции повреждаемости можно записать обобщенное кинетическое уравнение [1]

$$d\omega/dt=f(\sigma_3,T)*\exp(a\omega), \omega(0)=0, \omega(\tau)=1. \tag{3}$$

Разделяя переменные и интегрируя с использованием условий (3),

$$\omega(t)=-\frac{1}{a}\ln\left[1-\left(1-e^{-a}\right)\int_0^t\frac{ds}{\tau}\right], \tag{4}$$

где a - параметр, характерный для данного материала, определяющий процесс старения материала в данных условиях. При $a=0$ имеем линейное суммирование повреждений, при $a>0$ - нелинейное.

При работе на нескольких режимах (разные τ_i , формула (2)) условие работоспособности будет выглядеть следующим образом:

$$\sum_{i=1}^n \omega_i = -\frac{1}{a} \ln \prod_{i=1}^n \left[1 - \left(1 - e^{-a} \right) \frac{\Delta t_i}{\tau_i} \right] < 1, \text{ или } \prod_{i=1}^n \left[1 - \left(1 - e^{-a} \right) \frac{\Delta t_i}{\tau_i} \right] > e^{-a}. \tag{5}$$

Воспользуемся аналитическим методом оценки вероятности безотказной работы [4]:

$$P(\eta > t) = P(\omega(t) < 1) = P\left(\frac{\omega(t) - \sum_{i=1}^n \omega_i}{\sqrt{D_\Sigma}} < u\right) = 1 - \bar{\Phi}(u), \tag{6}$$

где $u = \frac{1 - \sum_{i=1}^n M\omega_i}{\sqrt{D_\Sigma}}$, $D_\Sigma = \sum_{i=1}^n D(\omega_i)$ - дисперсия ПНП, M - знак математического ожидания,

нужно, $\bar{\Phi}(u) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_u^\infty \exp\left(-\frac{t^2}{2}\right) dt$ - необходимо оценить характеристики распределения ω_i .

Здесь следует отметить, что микроповреждение ω_i определяется процессом деградации в материале объекта и зависит от условий эксплуатации и свойств материала. Эта зависимость входит в ω_i через τ_i , которая является функцией таких измеряемых параметров среды как, например, концентрации хлор-иона и кислорода, температуры и т.д. Чтобы найти математическое ожидание микроповреждения ω_i , разложим (4) в ряд, тогда

$$M\omega_i = k/a(M1/\tau_i + k/2 * M1/\tau_i^2 + k^2/3 * M1/\tau_i^3), \tag{7}$$

где $k=(1-e^{-a})\Delta t$, M - знак математического ожидания, остальные члены ряда отброшены ввиду порядка малости $\sim 10^{-8}$

$$M\omega_i^2 = (k/a)^2 (M1/\tau_i^2 + kM1/\tau_i^3), D\omega_i = M\omega_i^2 - (M\omega_i)^2.$$

$M1/\tau_i$, $M1/\tau_i^2$, $M1/\tau_i^3$ определяются через распределения входящих в τ_i параметров. Тогда теоретическая вероятность безотказной работы $1 - \Phi(u)$ является функцией параметра a . Чтобы оценить этот параметр, необходимо иметь хотя бы одну экспериментальную оценку вероятности безотказной работы или вероятности отказа β .

Тогда из $1 - \Phi(u) = 1 - \beta$ следует $\Phi(u) = \beta$, или

$$u(a) = u_\beta, \tag{8}$$

где u_β - квантиль нормального распределения. Из решения этого трансцендентного уравнения найдем значение a .

Рассмотрим применение данного метода на примере оценки надежности трубок парогенератора, работоспособное состояние которых определяется таким процессом деградации как коррозионное растрескивание под напряжением. Время до разрушения t зависит от характеристик материала, концентраций хлор-иона и кислорода, а также действующего эквивалентного напряжения.

Например, для трубок ПГ ВВЭР-1000 информация о заглушенных трубках представляется в виде статистики о заглушенных трубках, например, [4] (табл.1).

Таблица 1

Данные по эксплуатации ПГ на начальном этапе [5]

Номер месяца эксплуатации	Количество заглушенных труб в месяце, шт.	Границы ДИ (95%) для оценки вероятности отказа
20	4	$(1.93 \cdot 10^{-4}, 6.71 \cdot 10^{-4})$
25	45	(0.0038, 0.0054)
32	42	(0.00725, 0.00945)
42	1	(0.0074, 0.0096)

Поскольку число трубок очень большое, то частоту отказов можно принять в качестве оценки вероятности отказа в некоторый момент времени с γ -процентным доверительным интервалом (ДИ) этой оценки. Тогда можно подобрать такое "а", чтобы теоретический прогноз проходил внутри этого интервала, т.е. для любого момента времени имеем интервал значений параметра a (a_{jL} , a_{jU}), обусловленный границами доверительного интервала. Здесь a_{jL} - нижняя граница интервала для a , a_{jU} - верхняя граница. Если известна статистика по отказам, относящаяся к различным моментам времени t_j , то прогноз должен пройти через ДИ всех оценок. Другими словами, параметр a должен принадлежать пересечению возможных интервалов значений

$a \in \bigcap_j (a_{jL}, a_{jU})$ для всех моментов времени t_j , для которых известна оценка вероятности отказа. На рис.1 показана эта ситуация.

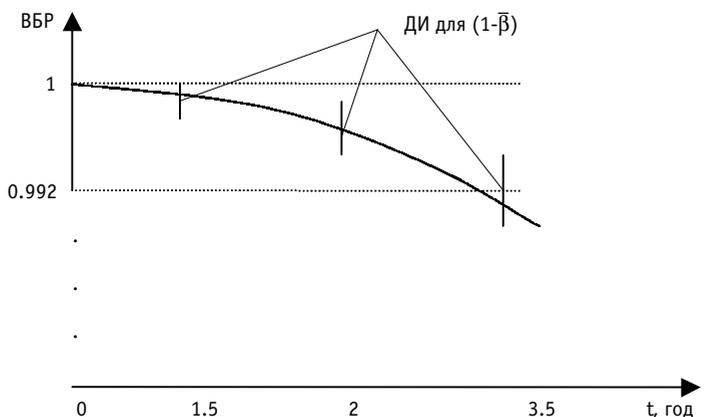


Рис.1. Доверительные интервалы для $(1 - \beta)$ и ВБР с параметром a

Обозначим через n общее число трубок в ПГ. Тогда оценку вероятности отказа можно выразить через функцию числа заглушенных трубок $\mu = \sum_j k_j$ к моменту времени t и общее число трубок n как $\bar{\beta} = \mu / n$ - это среднее значение.

ДИ для оценки вероятности отказа можно построить следующим образом. Известно, что

$$\frac{\frac{\mu}{n} - \beta}{\sqrt{\frac{\beta(1-\beta)}{n}}} \approx N(0,1), \quad P\left(\left|\frac{\mu/n - \beta}{\sqrt{\beta(1-\beta)/n}}\right| \leq u_{\alpha/2}\right) \approx 1 - \alpha,$$

$$P\left(\frac{(\mu/n - \beta)^2}{\beta(1-\beta)/n} \leq u_{\alpha/2}^2\right) \approx 1 - \alpha.$$

Обозначим $u_{\alpha/2}^2 = b^2$, тогда $\left(\beta - \frac{\mu}{n}\right)^2 \leq \frac{\beta(1-\beta)}{n} b^2$, решение квадратного уравнения дает следующие границы для оценки β

$$\beta_L = \frac{2\mu/n + b^2/n - b\sqrt{(b^2/n + 4\mu/n(1-\mu/n))/n}}{2(1 + b^2/n)}, \tag{9}$$

$$\beta_U = \frac{2\mu/n + b^2/n + b\sqrt{(b^2/n + 4\mu/n(1-\mu/n))/n}}{2(1 + b^2/n)},$$

Принимая во внимание нижнюю и верхнюю оценки β_L и β_U вероятности отказа β , получим (после решения уравнения (8)) границы интервала для a . На рис.2 показана вероятность безотказной работы (ВБР), соответствующая рассмотренному примеру. Границы 95-процентного доверительного интервала для β приведены в табл.1.

Таким образом, предложенный в данной работе метод нелинейного суммирования повреждений (NDA) позволяет оценить ресурсные характеристики оборудования в условиях, когда применение линейного суммирования дает завышенные значения ресурса.

Предложенный метод адаптации модели NDA к конкретному оборудованию и условиям эксплуатации основан на использовании имеющихся эксперименталь-

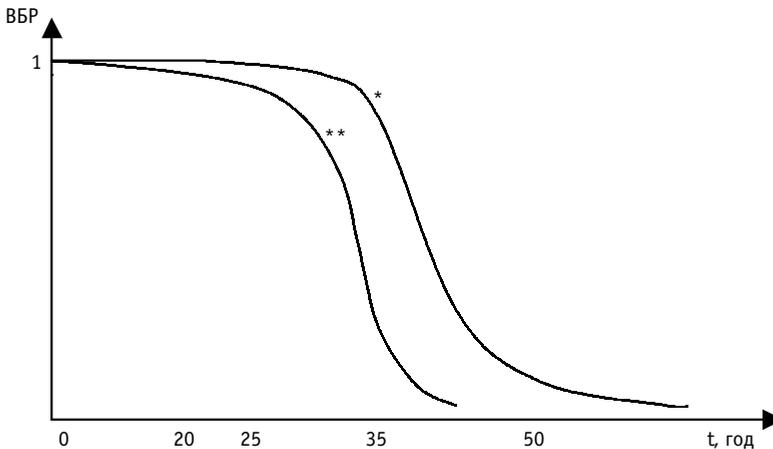


Рис.2. Зависимость ВБР от времени: * - линейное суммирование повреждений; ** - нелинейное суммирование повреждений

ных данных по отказам, а также зависимости времени до разрушения от параметров среды и характеристик материала для оценки параметра уравнения накопления повреждений.

В случае, когда число режимов нагружения достаточно велико (хотя бы >20), для метода NDA разработан аналитический метод расчета ВБР оборудования, использующий асимптотику ЦПТ.

Список литературы

1. Лихачев Ю.И., Пупко В.Я. Прочность тепловыделяющих элементов ядерных реакторов. - М.: Атомиздат, 1975.
2. Шубенко – Шубин Л.А., Шубенко А.Л., Ковальский А.Э. Кинетическая модель процесса и оценка инкубационного периода разрушения материалов, подвергаемых воздействию капельных потоков // Теплоэнергетика. – 1987. – №2. – С. 46 – 50.
3. Егишянц С.А., Гулина О.М., Коновалов Э.Н. Оценка распределения ресурса при суммировании повреждений // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 1997. - №1. - С.18-21.
4. Рассохин Н.Г., Горбатов В.П., Серeda Е.В., Баканов А.А. Прогнозирование ресурса теплоэнергетического оборудования по условиям коррозионного растрескивания // Теплоэнергетика. - 1992. - №5. - С.53-58.

Поступила в редакцию 13.11.99.

УЛЬТРАЗВУКОВОЙ МЕТОД КОНТРОЛЯ НАПРЯЖЕННОГО СОСТОЯНИЯ МЕТАЛЛА ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КАНАЛОВ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ ТИПА РБМК НА ОСНОВЕ ЭФФЕКТА АКУСТОУПРУГОСТИ

М. А. Трофимов

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



Проведен анализ теоретических работ, посвященных эффекту акустоупругости. Рассмотрены модули второго и третьего порядка, их количественная оценка. На основе результатов анализа предложено обоснование метода контроля напряженного состояния металла технологических каналов ядерных реакторов типа РБМК.

Контроль состояния технологических каналов (ТК) является одной из основных задач диагностики оборудования ядерных реакторов типа РБМК. ТК состоит из циркониевой части, которая находится в активной зоне ядерного реактора, и стальной, расположенной вне активной зоны (рис. 1). Между ТК и графитовой кладкой расположены упругие графитовые кольца. Величина зазора между ТК с графитовыми кольцами и графитовой кладкой составляет 3 мм. В результате процессов термодинамической ползучести и радиационного роста диаметры канальных труб увеличиваются, а отверстий в графитовых блоках уменьшаются [1]. Это приводит к выбору “завора” и заклиниванию ТК. При этом в металле ТК создаются механические напряжения, которые могут привести к разрушению ТК. Особенно важным является измерение напряжений металла ТК в районе внутреннего стыка переходников сталь – цирконий, где чаще всего появляются трещины в стенках ТК.

К настоящему времени накоплен большой опыт контроля геометрических параметров ТК. Разработаны системы контроля искривления, диаметра, толщины стенки ТК, сплошности металла ТК [2,3]. В данной работе предлагается ультразвуковой метод контроля напряженного состояния металла ТК.

Для ультразвукового контроля напряженного состояния металла ТК используется нелинейный акустический эффект акустоупругости. Впервые эффект акустоупругости был обнаружен Бенсоном и Раельсоном [4]. Открытие этого эффекта позволило создать новый метод неразрушающего контроля напряженного состояния металла в различных конструкциях. Исследованию этого метода посвящены многочисленные теоретические и экспериментальные работы зарубежных и отечественных исследователей. Наиболее полная информация дана в фундаментальных работах [5-8].

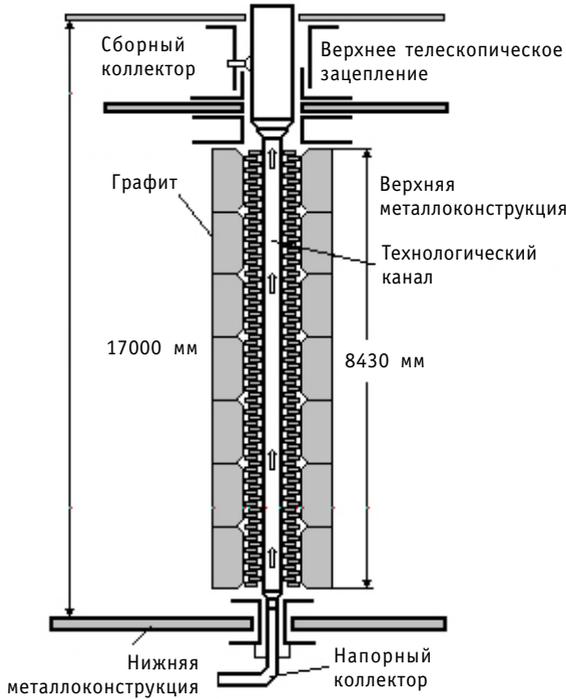


Рис. 1. Схема конструкции технологического канала

Эффект акустоупругости заключается в том, что скорость поляризованных сдвиговых волн, распространяющихся в напряженном твердом теле, зависит от величины напряжения, направления колебания частиц (поляризации) и направления распространения волн. На практике под термином «акустоупругость» понимают зависимость скорости ультразвука от механических напряжений для любого типа волн. Эффект акустоупругости вызван нелинейными упругими свойствами твердого тела. Различают геометрическую и физическую нелинейности.

В твердом теле ограниченных размеров в направлении каждой из координатных осей могут распространяться три независимые объемные волны: одна продольная и две сдвиговые с разными скоростями. Уравнения движения упругих волн описываются с помощью компонентов тензора напряжений и тензора деформаций.

Компоненты тензора напряжений T_{ij} определяют силы, действующие на элементарную площадку твердого тела (i -направление нормали к площадке, на которую действует данная компонента напряжения; j -направление напряжения).

Тензор деформаций определяется смещением координат двух точек тела в окрестностях каждой точки. Смещение каждой точки равно:

$$u = x' - x, \tag{1}$$

где x и x' — координаты точки до и после деформации.

Компоненты тензора деформации определяются выражением:

$$E_{jl} = \frac{1}{2} \left(\frac{\partial U_l}{\partial x_j} + \frac{\partial U_j}{\partial x_l} + \frac{\partial U_k}{\partial x_j} \frac{\partial U}{\partial x_l} \right). \tag{2}$$

Нелинейность $\frac{\partial U_k}{\partial x_j} \cdot \frac{\partial U}{\partial x_l}$ называют геометрической нелинейностью.

Физической нелинейностью называют нелинейную связь компонентов тензора напряжения с компонентами тензора деформации в термодинамической теории упругости. При разложении в ряд Маклорена термодинамического потенциала деформированного тела относительно недеформированного состояния учитываются члены высших порядков малости (выше второго):

$$\Phi(U_{ik}) = \Phi(0) + \frac{\partial \Phi(U_{ik})}{\partial U_{ik}} \Big|_{U_{ik}} U_{ik} + \frac{1}{2!} \frac{\partial^2 \Phi(U_{ik})}{\partial U_{ik} \partial U_{lj}} \Big|_{U_{ik}} U_{ik} U_{lj} +$$

$$+ \frac{1}{3!} \frac{\partial^3 \Phi(U_{ik})}{\partial U_{ik} \partial U_{ij} \partial U_{qr}} \Big| U_{ik} U_{ij} U_{qr} + \dots \quad (3)$$

Физическая нелинейность определяется коэффициентами, стоящими перед членами высшего порядка малости.

Для описания закономерностей распространения упругих волн в напряженных изотропных телах применяется линеаризованная теория акустоупругости, построенная с использованием одной форм упругого потенциала – трех инвариантного упругого потенциала Мурнагана:

$$\Phi = \frac{\lambda + 2\mu}{2} J_1^2 - 2\mu J_2 + \frac{l + 2\bar{m}}{3} J_1^3 - 2\bar{m} J_1 J_2 + n J_3, \quad (4)$$

где $J_1 J_2 J_3$ – главные инварианты тензора деформации Грина; l, m, n – постоянные Мурнагана, которые не зависят от компонентов тензора деформации и определяются термодинамическим состоянием металла, λ и μ – постоянные Ламе.

Упругий потенциал типа Мурнагана представляют также в виде:

$$\Phi = \frac{1}{2} \lambda A_1^2 + \mu A_2 + \frac{a}{3} A_1^3 + b A_1 A_2 + \frac{c}{3} A_3, \quad (5)$$

где A_1, A_2, A_3 – алгебраические инварианты, связанные с главными инвариантами тензора деформации Грина соотношениями:

$$J_1 = A_1; \quad J_2 = \frac{1}{2}(A_1 - A_2); \quad J_3 = \frac{1}{6}(A_1^3 + 3A_1 A_2 + 2A_3). \quad (6)$$

Уравнения зависимости скорости ультразвуковых волн от механических напряжений выражаются через модули упругости: постоянные Ляме λ и μ ; коэффициент Пуассона ν ; модуль Юнга E ; модуль всестороннего сжатия k и модули Мурнагана l, m, n .

В изотропном теле скорость распространения ультразвуковых волн не зависит от направления распространения волны, а зависит только от типа волны: продольной V_{l0} или сдвиговой $V_{\tau 0}$. Если к телу приложена сила в направлении оси z , то в нем могут распространяться две продольные волны со скоростями V_{zz} и $V_{xx}=V_{yy}$ и три сдвиговые волны: $V_{yz}=V_{xz}$; $V_{yx}=V_{xy}$; $V_{zy}=V_{zx}$.

Относительное изменение скорости различных типов волн при действии механического напряжения σ определяется выражениями:

$$\frac{\Delta V_{zz}}{V_{l0}} = \frac{\sigma}{a_1} \left[\lambda + \frac{\lambda + \mu}{\mu} (4\lambda + 10\mu) \right] + \frac{\sigma}{a_1} \left(2l + 4 \frac{\lambda + \mu}{\mu} m \right); \quad (7)$$

$$\frac{\Delta V_{yy}}{V_{l0}} = \frac{\sigma}{a_1} \left(4\lambda + 2 \frac{\lambda^2}{\mu} \right) + \frac{\sigma}{a_1} \left(2 \frac{\lambda m}{\mu} - 2l \right); \quad (8)$$

$$\frac{\Delta V_{yz}}{V_{\tau 0}} = \frac{\sigma}{a_2} (\lambda + 2\mu) + \frac{\sigma}{a_2} \left(\frac{\lambda \cdot n}{4\mu} + m \right); \quad (9)$$

$$\frac{\Delta V_{yx}}{V_{\tau 0}} = \frac{\sigma}{a_2} 2\lambda + \frac{\sigma}{a_2} \left(\frac{\lambda + \mu}{2\mu} n - m \right); \quad (10)$$

$$\frac{\Delta V_{zy}}{V_{\tau 0}} = \frac{\sigma}{a_2} (4\lambda + 4\mu) + \frac{\sigma}{a_2} \left(m + \frac{4n}{4\mu} \right); \quad (11)$$

$$\frac{V_{yz-yx}}{V_{\tau 0}} = \frac{\sigma}{8\mu^2} (4\mu + n); \tag{12}$$

$$\frac{\Delta V_{zy-yx}}{V_{\tau 0}} = \frac{\sigma}{2\mu}, \tag{13}$$

где a_1 и a_2 – координаты точки в исследуемом образце.

$$a_1 = 6k_0(\lambda + 2\mu); a_2 = 6k_0\mu.$$

$$\Delta V_{yz-yx} = \Delta V_{yz} - \Delta V_{yx}; \Delta V_{zy-yx} = \Delta V_{zy} - \Delta V_{yz}.$$

В случае всестороннего гидростатического сжатия выражения для акустоупругости имеют вид:

$$\frac{\Delta V_{lp}}{V_{l0}} = \frac{p}{a_1} (7\lambda + 10\mu) + \frac{p}{a_1} (4m + 6l); \tag{14}$$

$$\frac{\Delta V_{\tau p}}{V_{\tau 0}} = \frac{p}{a_2} (3\lambda + 6\mu) + \frac{p}{a_2} (3\bar{m} - \frac{n}{2}). \tag{15}$$

Зная значения коэффициентов, можно определить зависимость относительно изменения скорости от механического напряжения. Относительное изменение скорости можно записать в общем виде:

$$\frac{\Delta V_{\bar{m}n}}{V_{r0}} = (\beta_{\sigma_1} + \beta_{\sigma_2}) \cdot \sigma, \tag{16}$$

где $\beta_{\sigma_1} = \beta(\lambda, \mu)$ – акустоупругий коэффициент, определяемый постоянными упругости второго порядка Ламе λ и μ и обусловленный геометрической нелинейностью; $\beta_{\sigma_2} = \beta_{\sigma}(\lambda, \mu, l, m, n)$ – акустоупругий коэффициент, зависящий как от постоянных Ламе, так и от постоянных упругости третьего порядка Мурнагана l, m, n и обусловленный физической нелинейностью. В табл.1 приведены значения коэффициентов β_{σ_1} и β_{σ_2} для сталей, рассчитанных по их значениям упругих модулей.

Таблица 1

Значения коэффициентов β_{σ_1} и β_{σ_2} для сталей, рассчитанных по их значениям упругих модулей

Материал	Акустоупругий коэфф.	$\frac{\Delta V_{zz}}{V_{l0}}$	$\frac{\Delta V_{yy}}{V_{l0}}$	$\frac{\Delta V_{yz}}{V_{\tau 0}}$	$\frac{\Delta V_{yx}}{V_{\tau 0}}$	$\frac{\Delta V_{zy}}{V_{\tau 0}}$
Никелевая сталь 535	β_{σ_1}	0,113	0,027	0,034	0,027	0,09
	β_{σ_2}	-0,126	-0,033	-0,1	-0,03	-0,1
Сталь 60С2Н2А	β_{σ_1}	0,111	0,031	0,032	0,031	0,09
	β_{σ_2}	-0,21	-0,045	-0,102	-0,048	-0,1
Сталь ЭП-56	β_{σ_1}	0,117	0,028	0,035	0,028	0,092
	β_{σ_2}	-0,323	-0,043	-0,152	-0,075	-0,152

Подставив значения акустоупругих коэффициентов β_{σ_1} и β_{σ_2} в выражение продольной или сдвиговой волны, получим относительное изменение скорости ультразвука продольной или сдвиговой волн в соответствующем направлении (выражения 7-15).

Прозвучивание стенок технологического канала осуществляется продольными и поперечными волнами, формируемыми блоком ультразвуковых преобразователей (рис. 2), имеющего возможность вращаться и перемещаться внутри канала при

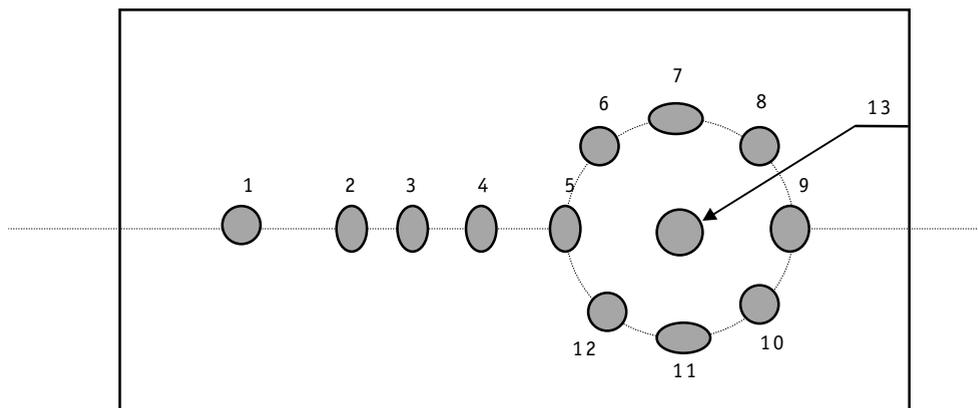


Рис. 2. Общий вид блока ультразвуковых преобразователей: 1,13 - прямые ПЭП; 2,3,4,5,6,7,8,9,10,11,12 - наклонные ПЭП

помощи специального механизма. Частота излучаемого ультразвука $f=5$ МГц (подбор частоты проводился на основании расчетов и экспериментальных результатов). Для обеспечения распространения поперечной ультразвуковой волны под углом 45° (угол определен экспериментально и на основании расчетов) в металле стенки канала угол наклона преобразователей выбран $21^{\circ}37'$ (рассчитан на основании закона Снеллиуса). Система контроля содержит тринадцать преобразователей. Это позволяет определять скорости продольных и поперечных волн на данном участке канала. Поперечная волна формируется в металле стенки технологического канала 9 излучающим, а принимается 2, 3, 4, 5 пьезопреобразователями. Таким образом получаем четыре диаграммы амплитуд поперечных волн. С помощью пьезопреобразователей 1 и 13, ориентированных перпендикулярно, определяется скорость продольной волны и измеряется расстояние до стенки канала, что обеспечивает контроль параллельности блока УЗП и образующей канала. Преобразователями 5, 6, 7, 8, 9, 10, 11, 12 производится ультразвуковой контроль на наличие несплошностей. Экспериментально установлено, что время прихода поперечной УЗ волны, при прикладывании напряжений, уменьшается на 3-8 мкс. Таким образом, измеряя скорости продольных и поперечных ультразвуковых волн, можно определить упругие постоянные E , G , K , ν (модуль упругости, модуль сдвига, модуль объемного сжатия, коэффициент Пуассона) и, следовательно, оценить поведение материала в условиях напряженного состояния. Точное измерение скоростей дает возможность определить также упругие постоянные высшего порядка, зависимости деформаций от напряжений. Контроль производится путем построчного перемещения УЗП по окружности трубы.

Для реализации данного способа измерения относительного состояния в материале ТК необходимо знать значения скоростей продольной и сдвиговых волн в ненапряженном состоянии.

В настоящее время в проблемной лаборатории "Контроль и диагностика АЭС" Обнинского института атомной энергетики проводится практическая реализация данного метода контроля напряженного состояния металла ТК.

Список литературы

1. *Белянин Л.А., Лебедев В.И., Гарусов Ю.В. и др.* Безопасность АЭС с канальными реакторами. Конструкция активной зоны. - М.: Энергоатомиздат, 1997.
2. *Трофимов А.И.* Ультразвуковые системы контроля искривлений технологических каналов ядерных реакторов. - М.: Энергоатомиздат, 1994.

3. Трофимов А.И., Виноградов С.А., Балдин В.Д. и др. Техника многофункциональной диагностики технологических каналов ядерных реакторов с использованием автоматизированного позиционного электропривода // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1997. – №6.
4. Benson R.W., Raelson V.G. Aconstoelasticity // Product Engineering. - 1959. - №29. - P. 56 – 59.
5. Зарембо Л.К., Красильников В.А. Введение в нелинейную акустику - М.: Наука, 1966.
6. Гузь А.Н., Махорт Ф.Г., Гуца О.И. Введение в акустоупругость. - Киев: Наукова думка, 1977.
7. Бобренко В.М., Вангели М.С., Куценко А.Н. Акустические методы контроля напряженного состояния материала деталей машин. - Кишинев: Штиинца, 1981.
8. Бобренко В.М., Вангели М.С., Куценко А.Н. Акустическая тензометрия. - Кишинев: Штиинца, 1991.
9. Труэлл Р., Эльбаум Ч., Гик Б. Ультразвуковые методы в физике твердого тела (пер. с англ.) / Под ред. И.Г. Михайлова. - М.: Мир, 1972.

Поступила в редакцию 10.11.99.

МАГНИТНОЕ КОНЦЕВОЕ УПЛОТНЕНИЕ

Ян Фидлер

Технический университет, г. Брно (ЕЪ FS VUT)



Концевые уплотнения вращающихся тепловых установок, к которым относятся паровые турбины, применяемые как для классических ТЭС, так и для АЭС, имеют исключительно важное значение с точки зрения обеспечения плотности и, таким образом, эксплуатационной надежности оборудования. Для обеспечения уплотняемости корпусов турбин по отношению к роторам чаще всего применяются лабиринтовые бесконтактные уплотнения. Кроме классических бесконтактных и контактных уплотнений, проверенных длительным эксплуатационным опытом, были разработаны магнитные концевые уплотнения с порошковым уплотняющим наполнителем. Однако, сфера их применимости ограничена. Возможности использования данных уплотнений приводятся в статье.

ВВЕДЕНИЕ

Для исследований функциональной способности и получения практического опыта в Энергетическом институте машиностроительного факультета Технического университета в Брно, Чешская республика (ЕЪ FS VUT) был разработан и создан испытательный стенд для исследований магнитных концевых уплотнений. Собственным измерениям предшествовали теоретические разработки, послужившие основой для описания физической сущности модели уплотнения.

Сущность магнитного уплотнения состоит в создании замкнутого магнитного контура между статором и ротором (рис.1). Контур замыкается через зазор, заполненный магнитным порошком очень тонкого зернового состава. Избыточное давление среды преодолевается данным ферромагнитным наполнителем, который удерживается в зазоре магнитным полем достаточной интенсивности. Применимость этого уплотнения всегда лимитируется его конструктивным выполнением и условиями эксплуатации, а именно, прежде всего, следующими факторами:

- окружная скорость в зазоре между статором и ротором;
- радиальный зазор в уплотнении и его изменение во время эксплуатации;
- ограничение по перепаду давления на одну ступень уплотнения;
- ограничение по температуре в месте уплотнения (потеря магнитных свойств).

ФИЗИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ

Создание теоретической физической модели уплотнения было вызвано необходимостью исследовать области и возможности применения данного типа уплотнения для паровых и газовых турбин при одновременной потребности проверить неполные информационные данные фирменных источников. Решение магнитно-

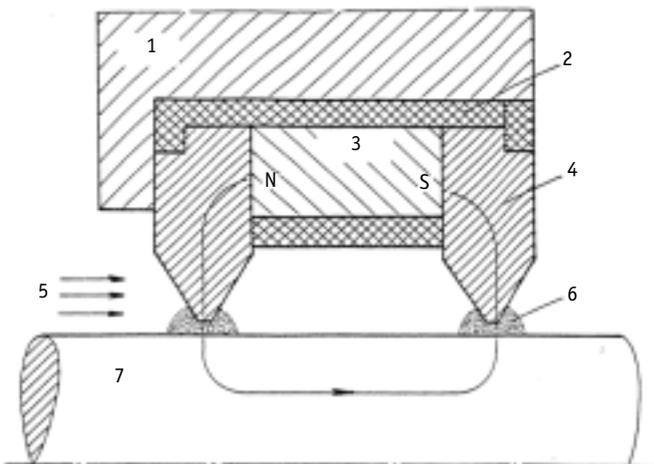


Рис.1. Принцип магнитного порошкового уплотнения: 1 - статор; 2 - немагнитная втулка; 3 - магнит; 4 - полюсные башмаки; 5 - избыточное давление; 6 - ферромагнитный порошок; 7 - ротор

го контура (рис.2) исходило из уравнений правила Максвелла для стационарного магнитного поля. Уравнения были использованы для кольцевой катушки, установленной в ферромагнитном статоре. Решением данных уравнений для магнитной индукции и интенсивности магнитного поля при известных геометрических характеристиках и магнитодвижущем напряжении в контуре катушки является величина плотности энергии в зазоре уплотнения, заполненного ферромагнит-

ным порошком. На основе известного значения энергии была рассчитана сила, удерживающая порошок в зазоре, и был определен теоретический перепад давления среды, который выдерживает уплотнение. Теоретические значения перепада давления на одной ступени уплотнения имели порядок 10^4 Па и различались в зависимости от геометрической формы уплотнения и параметров магнитного контура.

ИСПЫТАТЕЛЬНЫЙ СТЕНД

Цель эксперимента состояла не только в проверке правильности разработанной физической теории модели уплотнения, но также в получении практического опыта с порошковым магнитным уплотнением и в определении достигаемых величин выдерживаемых перепадов давления. Испытательный стенд позволял менять обороты ротора вплоть до получения окружной скорости в уплотнении 50 м/с, изменять крутящий момент привода, значения напряжения и силы тока в катушках электромагнита, величину радиального зазора кромок уплотнения и несоосности ротора по отношению к статору, причем в диапазонах предполагаемых расчетных краевых условий. В отличие от постоянного магнита, используемого для коммерчески выпускаемых уплотнений, на испытательном стенде был применен электромагнит, что позволило варьировать параметры магнитного контура.

Испытательный стенд был составной частью измерительного тракта, где можно было менять и измерять величину перепада давления, выдерживаемого уплотнением, значения

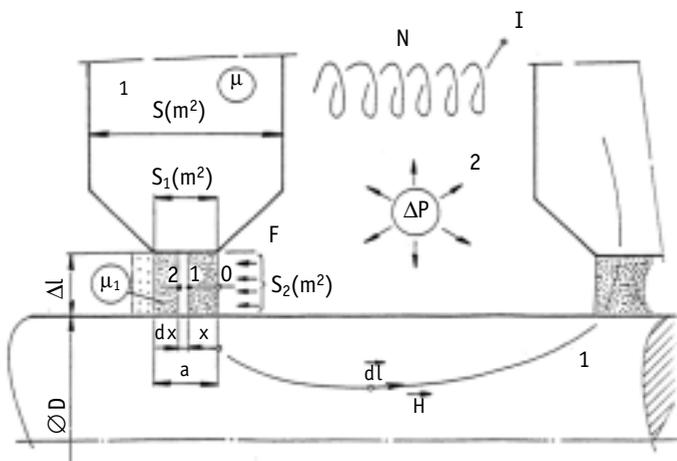


Рис.2. Физическая модель уплотнения: 1 - поперечное сечение $S, \text{ м}^2$; 2 - избыточное давление

Таблица 1

Данные по полученным максимальным значениям при состоянии насыщения магнитного контура

Выдерживаемый перепад давления, $\Delta p_{\text{макс}}$, кПа	Окружная скорость, м/с	Радиальный зазор в уплотнении, мм
$18,6 \pm 0,8$	0	0,2
$11,3 \pm 0,6$	0	0,5
$10,5 \pm 0,5$	10,5	0,5
$9,5 \pm 0,6$	21	0,5
$9,0 \pm 0,8$	31,5	0,5

массового расхода утечек рабочей среды через функционирующее уплотнение, мощность привода, необходимого для преодоления пассивных сопротивлений в уплотнении. По причине доступности в качестве испытываемой среды служил воздух под давлением.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗМЕРЕНИЙ МАГНИТНОГО УПЛОТНЕНИЯ

Экспериментально определялись две основные рабочие характеристики.

1. Зависимость выдерживаемого перепада давления среды внутри уплотнения от величины магнитной индукции (силы тока) в контуре.

В качестве параметров принимались окружная скорость и радиальный зазор в уплотнении. Данные по полученным максимальным значениям при состоянии насыщения магнитного контура приведены в табл.1.

Результаты экспериментов хорошо сходятся с величинами, рассчитанными по соотношениям для упрощенной физической модели уплотнения. Вызывает интерес незначительное падение выдерживаемых перепадов при увеличении числа оборотов ротора.

2. Зависимость массового расхода среды через уплотнение (утечки) от преодолеваемого перепада давления.

В качестве параметров были взяты окружная скорость и радиальный зазор в уплотнении. Для максимальных значений полученных перепадов давления (см. табл.1) массовый расход утечки среды через уплотнение ϕ 100 мм находился в пределах от 1,1 до 1,35 г/ч, причем вне зависимости от числа оборотов (для радиального зазора 0,5 мм). При уменьшении радиального зазора до величины 0,2 мм утечка снизилась до 0,87 г/ч.

Результаты экспериментов, проведенных в ЕЪ FS VUT с магнитными концевыми уплотнениями с порошковым наполнителем, сравнивались с результатами тестов следующих фирм:

- BW- IP, SEAL DIVISION - Siegharstkirchen - Австрия;
- BURGMANN DICHTUNGSWERKE GmbH - Wolfratshausen - ФРГ;
- FLEXIBOX LIMITED - Manchester, Англия.

Проведенное теоретическое моделирование и выводы, сделанные на основе результатов экспериментальных исследований, достаточно близки к опубликованным фирменным данным для коммерческих уплотнений.

ПРИМЕНЕНИЕ УПЛОТНЕНИЯ ДЛЯ ТУРБИН АЭС

Результаты испытаний показали, что магнитные уплотнения пока нельзя рекомендовать для общеходовых заказов на паровые турбины АЭС. С точки зрения эксплуатационной безопасности требуется однозначно исключить их применение у турбин с одноконтурной схемой с кипящим легководным реактором (тип BWR) или

с охлаждаемым водой графитовым реактором (РВМК). При отказе магнитного концевое уплотнения наступает утечка радиоактивного пара в пространство машзала. По ряду важных причин, а именно, низкое значение преодолеваемого перепада давления в одной ступени, значение окружной скорости в зазоре меньшее или сравнимое с обычными контактными уплотнениями, проблемы с экранированием магнитных полей, потери от трения, в особенности, при старте установки, проблемы с эксплуатационной надежностью (при утечке порошка уплотнение не обеспечивает надежную плотность, а поэтому всегда нужно дополнять порошок), и, прежде всего, существенно высшая цена (на порядки) при эффективных качествах, сравнимых с применяемыми на практике контактными уплотнениями, не дает в настоящее время магнитным уплотнениям и экономический шанс на их практическое применение в паровых и газовых турбинах.

ВЫВОДЫ

Магнитные концевые уплотнения применяются в настоящее время для специальных видов вращающихся машин (компрессоры, насосы) или же для оснастки трубопроводов (арматура, компенсаторы) в качестве последней ступени за иным видом уплотнения. В таких случаях они работают на нулевом перепаде давления, а поэтому надежно предотвращают утечки рабочей среды. Эти уплотнения особенно годятся для взрывоопасных, горючих, радиоактивных, токсических или иначе опасных газов. Специализированные фирмы предлагают магнитные уплотнения чаще всего именно для указанной сферы применения.

Поступила в редакцию 15.07.99.

РАСЧЕТ ОПТИМАЛЬНОЙ СКОРОСТИ ПЕРЕМЕЩЕНИЯ ПРЕОБРАЗОВАТЕЛЯ ПРИ НЕРАЗРУШАЮЩЕМ КОНТРОЛЕ ПРОТЯЖЕННЫХ ОБЪЕКТОВ АЭС

В. В. Чегодаев

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



Приведены основные критерии оптимизации скорости перемещения преобразователя (в частности, минимизация времени контроля и параметры минимальных дефектов), положенные в основу расчета оптимальной скорости. Производится обоснование расчета с использованием теоремы В.А.Котельникова. Получено выражение для вычисления максимально возможной скорости перемещения преобразователя и приведен пример расчета.

Большое количество протяженных объектов на АЭС (например, трубопроводы парогенератора) подвергается неразрушающему контролю для своевременного выявления дефектов типа нарушение сплошности материала. Минимизация времени проведения контроля возможна только при использовании максимально допустимой скорости перемещения преобразователя, однако, имея высокую скорость перемещения, можно пропустить мелкие дефекты, следовательно, скорость перемещения должна быть оптимальной.

Скорость перемещения преобразователя зависит от многих факторов, но основной - это параметры минимальных дефектов, которые необходимо выявить при контроле. В зависимости от выбранного метода неразрушающего контроля (вида преобразователя, его размеров) и минимальных размеров дефектов, а также учитывая частоту опроса преобразователя, рассчитывается оптимальная скорость его перемещения.

Для протяженных объектов контроля характерны следующие виды дефектов [1]: трещины, волосовины, риски, закаты. Эти дефекты можно рассматривать как длинный, узкий разрез с определенной глубиной и шириной раскрытия. Поперечный разрез этих дефектов хорошо аппроксимируется прямоугольным или треугольным сечением. При эксплуатации указанные дефекты развиваются и появляются новые, такие как поверхностная коррозия и усталостные трещины [2], которые в своем сечении могут не иметь резких переходов и описываются непрерывной функцией. Указанные типы дефектов неплохо выявляются электромагнитными методами неразрушающего контроля [2], а скорость перемещения преобразователя должна определяться, исходя из условия достоверного выявления дефекта по дискретным отсчетам в процессе перемещения вдоль объекта контроля.

Согласно теореме В.А.Котельникова (теоремы отсчетов) [3], любая функция с ограниченным спектром может быть однозначно определена по своим выбороч-

ным значениям, которые разделены интервалом $\Delta X = 1/2B$. Параметр B есть ширина спектра восстанавливаемой функции при условии, что спектральная плотность S этой функции, при верхней граничной частоте $\omega_b \geq 2\pi B$ равна нулю [3]. Для нахождения интервала отсчетов ΔX необходимо определить закон изменения спектральной плотности сечения дефекта, и на основании полученного закона изменения рассчитывается верхняя граничная частота.

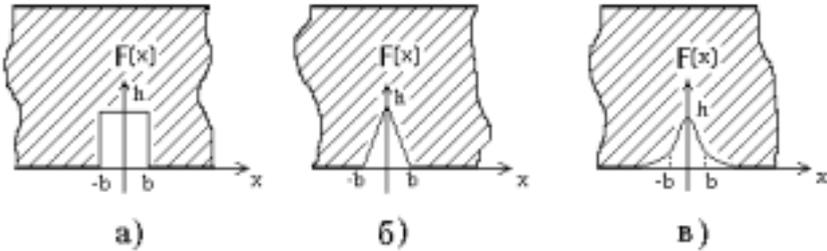


Рис.1. Сечение дефектов

На рис. 1а показано сечение дефекта, описываемое функцией

$$F(x) = \begin{cases} h & -b \leq x \leq b \\ 0 & |x| > b \end{cases} \quad (1)$$

где b - половина ширины раскрытия дефекта; x - текущая координата перемещения преобразователя; h - глубина дефекта.

Спектр сечения этого дефекта имеет вид:

$$S(\omega) = 2hb \frac{\text{Sin}(\omega b)}{\omega b} \quad (2)$$

На рис. 1б показано сечение дефекта, описываемое функцией

$$F(x) = \begin{cases} h \left(1 - \frac{x}{b}\right) & |x| \leq b \\ 0 & |x| > b \end{cases} \quad (3)$$

Спектр сечения этого дефекта имеет вид:

$$S(\omega) = hb \left[\frac{\text{Sin}(\omega b / 2)}{\omega b / 2} \right]^2 \quad (4)$$

На рис. 1в показано сечение дефекта, описываемого функцией

$$F(x) = h e^{-(x/b)^2} \quad (5)$$

где b - половина ширины дефекта, при которой глубина h в e раз меньше ее максимальной величины.

Спектр сечения указанного дефекта имеет вид:

$$S(\omega) = hb\sqrt{\pi} e^{-\left(\frac{\omega b}{2}\right)^2} \quad (6)$$

Спектр этих функций ограничен, т. е. стремится к нулю при ω стремящейся к ∞ , поэтому восстановление сечения дефекта по дискретным отсчетам возможно при правильном выборе частоты дискретизации.

Согласно теореме Котельникова, во всех трех случаях частота дискретизации стремится к бесконечности. Для практических целей достаточно считать верхней частотой спектра такую частоту, при которой функция $S(\omega)$ принимает первое нулевое значение или, если нулевых значений функция не имеет, по уровню 0,1 от максимального значения. Принимая во внимание это условие, найдем верхнюю частоту спектра вышеуказанных идеализированных дефектов.

Выражение (2) принимает первое нулевое значение при $\omega_b = \pi/b$, выражение (4) имеет первое нулевое значение при $\omega_b = 2\pi/b$, выражение (6) монотонно убывает и не имеет нулевых значений. Для этого выражения определим верхнюю частоту по уровню 0,1 от максимального значения, т.е. $\omega_b = 1,5174/b$.

Интервал между выборками согласно теореме В.А.Котельникова для дефекта, изображенного на рис. 1а - $\Delta X \leq b$; на рис. 1б - $\Delta X \leq b/2$; на рис. 1в - $\Delta X \leq 2b$. Но поскольку при контроле могут встретиться все типы дефектов, то интервал между выборками необходимо принять такой, который одновременно удовлетворяет всем типам дефектов, следовательно, $\Delta X \leq b/2$.

Заданные минимальные размеры дефекта определяют интервал отсчета, а интервал времени между отсчетами, т.е. период повторения импульсов отсчетов, связан со скоростью перемещения преобразователя следующим выражением:

$$\Delta X = v \cdot \Delta t, \quad (7)$$

где ΔX - интервал отсчетов по координате X ; Δt - интервал времени отсчетов, имея в виду, что $\Delta t = T$; T - период отсчетов; v - скорость перемещения преобразователя.

Оптимальная скорость перемещения преобразователя зависит от минимальных размеров дефекта и частоты повторения импульсов отсчета $f=1/T$, а именно:

$$v \leq f \cdot b/2 \quad (8)$$

Расчеты показывают, что при $b=10$ мкм и $f=100$ кГц скорость перемещения преобразователя не должна превышать 50 см/сек.

Приведенные расчеты подразумевают, что ширина преобразователя намного меньше размеров сечения дефекта. На практике размеры электромагнитных преобразователей соизмеримы с размерами сечения дефекта или больше. В этом случае преобразователь можно разбить на элементарные участки, имеющие минимальную ширину сечения, которое перпендикулярно направлению перемещения. При этом полный сигнал преобразователя от дефекта определяется суммой откликов элементарных участков в процессе перемещения вдоль дефекта.

Список литературы

1. Герасимов В.Г., Покровский А.Д., Сухоруков В.В. Неразрушающий контроль (В 5 кн.). Электромагнитный контроль: Практ. пособие / Под ред. В. В. Сухорукова. - М.: Высш. шк., 1992. - №3. - 312 с.
2. Приборы для неразрушающего контроля материалов и изделий. Справочник (В 2 кн.) / Под ред. В. В. Клюева. - 2 изд., перераб. и доп. - М.: Машиностроение, 1986. №2. - 352 с.
3. Корн Г., Корн Т. Справочник по математике (для научных работников и инженеров). - М.: Наука, 1974. - 832 с.

Поступила в редакцию 20.08.99.

УДК 621.039.526

ОПТИМИЗАЦИЯ ХАРАКТЕРИСТИК ЕСТЕСТВЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ, ОХЛАЖДАЕМЫХ СПЛАВАМИ КАЛИЯ И ТЯЖЕЛЫХ МЕТАЛЛОВ

А.М. Кузьмин, В.С. Окунев

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



В статье представлены некоторые оптимизированные характеристики естественной безопасности быстрых реакторов, охлаждаемых сплавами К-Рб и К-Ві, полученные в результате исследований на установках типа БН-800 и «Суперфеникс» с нитридным смешанным топливом. Результаты могут быть полезны при создании нового поколения ядерных реакторов.

ВВЕДЕНИЕ

Поиск перспективных теплоносителей для единичных блоков БР специального назначения (например, выжигателей младших актинидов) требует рассмотрения различных теплоносителей на основе сплавов жидких металлов, в том числе сплавов щелочных металлов с тяжелыми, что, возможно, позволит объединить некоторые преимущества охлаждения чистым металлом и устранить ряд серьезных недостатков, присущих отдельным компонентам сплава, в первую очередь, с точки зрения безопасности. Как возможные теплоносители БР специального назначения представляют определенный интерес сплавы калия со свинцом и калия с висмутом. Более жесткий спектр нейтронов в таких БР (по сравнению с реакторами с натриевым охлаждением) способствует снижению пустотного эффекта реактивности (ПЭР).

Калий в чистом виде практически не рассматривался в качестве теплоносителя РУ, за исключением космических ЯЭУ, охлаждаемых кипящим металлом [1]. Эвтектический сплав NaK используется в качестве теплоносителя II контура БР и ранее применялся для охлаждения активных зон БР EBR-I (США) и DFR (Великобритания). Из тяжелых металлов в качестве теплоносителя ЯЭУ подводных лодок используется эвтектический сплав свинца и висмута. В энергетических БР нового поколения авторами [2] предлагается использовать чистый свинец.

Использование сплавов на основе калия в качестве теплоносителя позволит совместить преимущества относительно низкой температуры плавления, низкого давления паров и относительно слабого поглощения нейтронов (натрий по сравнению с калием слабее поглощает, а калий меньше замедляет нейтроны). По сравнению с натрием калий имеет меньшую вязкость и плотность и, следовательно,

требует меньших затрат мощности на прокачку. Как теплоноситель калий уступает натрию по теплопроводности и теплоемкости. Калиевый теплоноситель почти в два раза проигрывает натриевому по значению коэффициента теплоотдачи. По сравнению с натрием калий менее распространен в природе, его производство дороже. Однако при строительстве единичных блоков БР, это не является серьезным препятствием использования в качестве теплоносителя сплавов на основе калия.

Одна из основных проблем использования теплоносителя на основе сплавов тяжелых и щелочных металлов — коррозия конструкционных материалов — может быть решена, например, за счет минимизации содержания кислорода в теплоносителе (общее требование для щелочных металлов), отказа от использования высоконикелевых сталей и введения химических ингибиторов в теплоноситель (требование для тяжелых металлов).

ВЫБОР КРИТЕРИЯ ОПТИМАЛЬНОСТИ

На практике приходится решать многокритериальные задачи оптимального проектирования РУ (задачи многопараметрической или векторной оптимизации). Их удобно сводить к задачам, где целевой функционал определен однозначно, а остальные критерии присутствуют в виде ограничений. Так, в практических задачах в качестве критерия оптимальности обычно рассматривают один из экономических показателей работы АЭС, а условия безопасной работы формулируют в виде ограничений для соответствующих функционалов — функционалов безопасности, характеризующих аварийные режимы. Поскольку сегодня требования безопасности вышли на первый план, на предварительных этапах проектирования в качестве целевого функционала в задачах оптимизации компоновок РУ может рассматриваться один из функционалов безопасности, например, значение отдельной составляющей какого-либо эффекта или коэффициента реактивности. Одной из важных характеристик, определяющей естественную безопасность реактора, является ПЭР. Поэтому наибольший интерес представляет решение задачи его минимизации. Проблема оптимизации (минимизации или максимизации) непосредственно отдельных составляющих коэффициентов реактивности (например, доплеровской) также представляет определенный интерес, но не является первоочередной задачей. Гораздо важнее в задачах оптимального проектирования учитывать (например, в виде ограничений) такие функционалы безопасности (большинство из которых, в свою очередь, зависят от коэффициентов реактивности), как максимальная температура компонентов активной зоны (топлива, теплоносителя, оболочек твэлов и др.), тепловая мощность реактора, давление в полости для сбора газообразных продуктов деления, прочностные и другие характеристики в аварийных режимах работы реактора.

Поскольку ПЭР имеет сильную пространственную зависимость (ПЭР при осушении центральной области активной зоны традиционных компоновок БР обычно положителен и значительно превышает значение, соответствующее осушению всего реактора), в задачах оптимального проектирования представляет интерес учет обоих эффектов: осушение всего реактора (активной зоны и экранов), характеризующее значением ПЭР_p и осушение зоны малого обогащения и торцевого экрана над ней — ПЭР_c . Последний случай может быть реализован, например, при вскипании теплоносителя. Решались задачи минимизации ПЭР_p с различными ограничениями, в том числе $\text{ПЭР}_c < \beta$ где β — эффективная доля запаздывающих нейтронов.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

В настоящей работе представлены результаты решения задач минимизации пустотного эффекта реактивности (ПЭР) в традиционных компоновках БР (две активные зоны с топливом различного обогащения, окруженные боковым и торцевыми экранами) типа БН-800 и «Суперфеникс», с ограничениями для функционалов, характеризующих поведение РУ в наиболее опасных аварийных ситуациях, сопровождающихся отказом аварийной защиты (ситуации типа ATWS). В качестве теплоносителя используются сплавы 90%К-10%Рb и 90%К-10%Вi (в процентах указано массовое содержание). Увеличение доли тяжелого металла в сплаве приводит к значительному увеличению температуры плавления (замерзания) теплоносителя, что нежелательно с точки зрения безопасности.

Исследования проводились с помощью расчетно-оптимизационного комплекса DRACON-N и программ FRISS-2D [3]. Теплофизические характеристики теплоносителя рассчитывались на основе соотношений и рекомендаций, приведенных в работе [4].

Требование минимизации запаса реактивности на выгорание учитывалось с помощью условия $K_{BA}=1$, неравномерность энерговыделения по радиусу активной зоны — функционалом k_r . Основным требованием к получаемым (оптимальным) компоновкам является их совместимость по геометрическим размерам активной зоны с РУ БН-800 и «Суперфеникс».

Основные результаты представлены в табл. 1—5. Остановимся подробнее на этих исследованиях.

БР С ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ К-РЬ

Результаты решения задач оптимизации компоновок БР, охлаждаемым сплавом 90%К-10%Рb, представлены в табл. 1.

Варианты 1 и 2 (для РУ типа БН-800 и «Суперфеникс») (табл.1) получены в результате решения задачи минимизации ПЭР_p без ограничений для ПЭР_ц; (через черту в таблицах приведены значения, соответствующие зонам малого и большого обогащения и боковому экрану). При этом требовалось геометрическое соответствие оптимальных вариантов компоновкам БН-800 и «Суперфеникс». Для реактора типа БН-800 учтены ограничения — $\sum \Delta R_i = R_0$ и $\sum \Delta H_j < H_0$, где ΔR_i , ΔH_j - радиальные и аксиальные размеры i -ой зоны и j -го слоя реактора соответственно, R_0 и H_0 — радиус и толщина активной зоны БН-800 или «Суперфеникс» соответственно. Для РУ «Суперфеникс» последнее ограничение заменено равенством.

Как видно из табл.1, максимальная температура оболочек твэлов в первой радиальной зоне реактора типа БН-800 (торцевой экран над зоной малого обогащения) при работе на номинальной мощности достигает своего предельно допустимого значения (900 К). Температура теплоносителя в номинальном режиме в этом случае достаточно высока, что неблагоприятно сказывается на поведении реактора в аварийном режиме LOF WS (прекращение принудительной циркуляции теплоносителя первого контура с отказом аварийной защиты): максимальная температура $T_{т.н.}^{max}$ теплоносителя в этом аварийном процессе достигает предельно допустимого значения $T_{т.н.}^{доп}$, соответствующего началу кипения.

Одна из наиболее опасных комбинаций аварийных ситуаций — наложение процессов LOF WS, TOP WS и OVC WS — приводит к аварии (расчетное значение $T_{т.н.}^{max}$ значительно превышает температуру кипения — табл.2). Прочие аварийные ситуации из числа наиболее опасных для БР с жидкометаллическим охлаждением не приводят к нарушению работоспособности барьеров безопасности (табл.2).

Компоновки БР, охлаждаемые сплавом 90%К-10%Рб

Основные управления и функционалы задачи	РУ типа БН-800			РУ типа "Суперфеникс"	
	Вариант 1	Вариант 2	Вариант 3	Вариант 1	Вариант 2
Управления:					
обогащение топлива, %	13,1/13,9		3,3/14,3	12,7/15,9	7,7/23,5
диаметр топливной таблетки, мм	8,13		9,48	6,68	5,0
относительный шаг решетки твэл	1,165/1,156		1,151	1,202/1,216	1,341/1,216
радиальные размеры зон, см	123,6/54,6/11,3		164,9/83,0/16,4	144,4/35,1/50,0	120,7/101,1/7,4
высота активной зоны, см	76,5		53,9	100,0	34,4
толщина торцевого экрана, см	11,2		6,3	30	24,9
массовый расход теплоносителя РУ, кг/(м ² с)	5727,9/ 8524,9		5049,8/ 8175,9	7875,2/ 8678,8	6316,4/ 10336,0
Функционалы:					
тепловая (электрическая) мощность РУ, МВт	2100(800)			3000 (1200)	
T _{вх} , К	639,1	539,1	639,1	639,1	
средний подогрев теплоносителя, К	179		143	175	144
максимальные температуры, К:					
- топлива	1403/1368	1294/1275	837/1752	1248/1330	888/1800
- теплоносителя	870/807	770/708	685/804	832/833	681/807
- оболочки твэл	900/838	799/740	694/867	854/860	696/882
КВА	1,06		1,05	1,06	0,61
k _г	1,6		3,1	1,6	2,19
ПЭР _ц , %Δk/k	3,20	3,21	0,21	5,46	0,36
ПЭР _р , %Δk/k	-0,28	-3,24	-4,71	-1,30	0,36
максимальная линейная нагрузка на твэлы, Вт/см	449,2/467,7	449,9/468,4	137,7/823,0	317,5/371,4	116,7/553,8
коэффициенты реактивности, 10 ⁶ ×(Δk/k)/K					
- доплеровский	-1,76/-1,43	-1,97/-1,65	-14,73/-2,65	-2,44/-1,06	-0,07/-1,37
- плотностной	4,52/2,11	5,17/2,51	-0,10/4,02	8,00/2,42	-0,07/-1,37
доля естественной циркуляции, %	17,87/9,74/4,03	17,89/9,75/4,03	9,56/12,23/4,60	9,52/8,88/4,33	6,58/7,33/5,48

Снижение ПЭР_р происходит в основном за счет увеличения радиуса активной зоны при уменьшении толщины бокового экрана (для выполнения ограничения $\Sigma\Delta R_i=R_0$) и уменьшения ее высоты при одновременном уменьшении толщины торцевых экранов (сказывается отсутствие требования $\Sigma\Delta H_j=H_0$). При этом шаг решетки в центральной активной зоне (малообогащения), диаметр твэлов активной зоны увеличиваются и достигают значений, соответствующих компромиссу между требованиями КВА=1 и $T_{т.н.}^{max} < T_{т.н.}^{доп}$ в процессе LOF WS.

Вариант 2 БН-800 (табл.1) отличается от варианта 1 меньшим значением температуры T_{вх} теплоносителя на входе в активную зону. При этом значительно изменились лишь температуры компонентов реактора (в том числе в аварийных режимах работы). ПЭР_ц для вариантов 1 и 2 РУ типа БН-800 (полученных при отсутствии ограничения для него) почти на порядок превышает значение β.

Подобные исследования для РУ типа «Суперфеникс» представлены в двух последних колонках табл.1. Отличительная черта варианта 1 РУ типа «Суперфеникс» - фиксированные значения высоты активной зоны и толщины бокового и торце-

Таблица 2

Функционалы безопасности в аварийных режимах БР, охлаждаемых сплавом 90%К-10%Рb

Аварийные режимы и функционалы безопасности	РУ типа БН-800			РУ типа "Суперфеникс"	
	Вариант 1	Вариант 2	Вариант 3	Вариант 1	Вариант 2
LOF WS:					
максимальная температура теплоносителя(К) при времени выбега ГЦН - 30 с - 40 с	951/1044	857/952	753/1007	1001/1027	742/1022
	940/1031	817/911	751/988	983/1007	736/997
TOP WS (ввод 0,9β за 10 с):					
максимальная температура топлива, К максимальная температура теплоносителя, К	1593/1563	1492/1462	904/2118	1428/1534	980/2228
	910/840	810/737	696/847	873/874	695/863
OVC WS(увеличение расхода в 2 раза за 10 с):					
максимальная температура топлива, К	1576/1573	1468/1465	872/1972	1406/1520	955/2118
OVCWS (подключение "холодной" петли):					
максимальная температура топлива, К	1626/1614	1473/1441	883/2125	1407/1514	968/2284
LOHS WS:					
максимальная температура теплоносителя, К	878/854	780/757	784/831	862/860	786/816
(LOF+TOP+ OVC) WS при времени выбега ГЦН - 40 с:					
максимальная температура теплоносителя, К - в переходном режиме - в установившемся режиме	996/1120	902/1029	794/1079	1053/1083	762/1091
	991/1120	897/1159	785/1091	1044/1075	753/1131

вых кранов, которые не изменялись в процессе оптимизации (не входили в вектор управления). Большое уплощение активной зоны РУ «Суперфеникс» по сравнению с проектным для БН-800 позволило значительно снизить не только ПЭР по реактору, но и $T_{т.н.}^{\max}$ в аварийном режиме LOF WS (табл. 2). В этом случае ограничение для $T_{т.н.}^{\max}$ в процессе LOF WS не является препятствием для снижения ПЭР_р. Конфликтный характер носят требования минимизации ПЭР_р и выполнения ограничений для КВА и k_r . Ограничение для k_r особенно усиливает конфликтный характер оптимизационной задачи при фиксированных размерах активной зоны.

Вариант 3 (табл.1) РУ типа БН-800 получен при ограничении ПЭР_ц < β и отсутствии ограничений для радиуса активной зоны и k_r . Конфликтный характер оптимизационной задачи проявляется в требовании:

- выполнения ограничения КВА=1;
- поддержания критичности: $K_{эф}=1$, т.к. большую часть реактора занимает сырьевая вставка.

Максимальная температура теплоносителя в аварийном режиме LOF WS не достигает предельно допустимого значения (табл.2) и, таким образом, практически не влияет на конфликтный характер задачи. Высокая неравномерность энерговыделения по радиусу активной зоны сказывается на увеличении температуры компонентов реактора и, в первую очередь, центра твэла в зоне большого обогащения. Хотя максимальная температура топлива в номинальном режиме работы РУ не достигает предельно допустимой — 1800 К (соответствует началу интенсивного газовыделения в топливе), ее значение в аварийных режимах, инициирован-

ных вводом положительной реактивности, подключением «холодной» резервной петли или переводом ГЦН на повышенную производительность, превышает 1800 К, сохраняя при этом большой запас до плавления. Полученная компоновка характеризуется большим уплотнением активной зоны, что значительно повышает безопасность реактора (с точки зрения снижения ПЭР_ц до значения, меньшего β, и улучшения внутренней самозащищенности от других аварий из числа ATWS), и в то же время ухудшает экономические характеристики ЯЭУ.

Оптимизационная задача в такой постановке (на поиск вектора управления, при котором ПЭР → min, ПЭР_р < β, ПЭР_ц < β, и выполняются ограничения для ряда функционалов в номинальном и аварийных режимах) для РУ типа «Суперфеникс» не имеет решения: не удается преодолеть конфликт между требованиями снижения ПЭР_ц (до значения, меньшего β) и КВА=1.

В отсутствии ограничений для КВА и k_r удается снизить ПЭР_р до значения, меньшего β. При этом ПЭР_ц также не превышает β (вар.2, «Суперфеникс»).

Дальнейшее снижение ПЭР (при наличии ограничения для КВА или без него) возможно потребует

- снижения диаметра топливных таблеток и объемной доли топлива в центре активной зоны, или замены центральной зоны (малого обогащения) полостью;
- введения полости между активной зоной и верхним экраном;
- уменьшения плотности (повышения пористости) и объемной доли топлива в зоне малого обогащения, что предполагает, например, использование твэлов с большим центральным отверстием или наличие «холостых» твэлов (по аналогии с проектами БР, разрабатываемых в рамках программы CAPRA [5]).

Важность того или иного способа снижения ПЭР (введения гетерогенности — сырьевой вставки в центр активной зоны, полости в центре активной зоны и/или между активной зоной и верхним экраном, повышения пористости топлива) и выбор наиболее значимого из них могут быть определены на основе относительных значений коэффициентов чувствительности ПЭР к соответствующим управлениям: обогащению топлива, диаметру топливной таблетки или объемной доли топлива, плотности топлива в центральной активной зоне представлены в табл.3. Относительные значения коэффициентов чувствительности функционалов k_{эфф}, k_r,

Таблица 3

Относительные значения коэффициентов чувствительности некоторых функционалов к управлениям для РУ типа «Суперфеникс» (вариант 2) с теплоносителем КРb

Управление	Функционал				
	k _{эфф}	k _r	КВА	ПЭР _ц	ПЭР _р
Обогащение топлива:					
ЗМО	4,99· 10 ⁻⁴	-4,29· 10 ⁻²	-1,25· 10 ⁻²	1,91· 10 ⁻¹	5,24· 10 ⁻³
ЗБО	5,30· 10 ⁻¹	4,65· 10 ⁻²	-1,13	-2,21	3,14
Диаметр топливной таблетки:					
ЗМО	7,74· 10 ⁻⁴	-6,82· 10 ⁻²	1,27· 10 ⁻²	7,07· 10 ⁻²	1,03· 10 ⁻²
ЗБО	1,34· 10 ⁻¹	1,45· 10 ⁻¹	-5,44· 10 ⁻²	6,72· 10 ¹	1,13
Шаг решетки твэл:					
ЗМО	-9,01· 10 ⁻³	1,54· 10 ¹	-1,04· 10 ⁻¹	-1,23	1,63· 10 ⁻²
ЗБО	-1,06· 10 ⁻¹	-3,86· 10 ⁻¹	3,11· 10 ⁻¹	-1,61· 10 ¹	-3,72
Радиус ЗМО	2,39· 10 ⁻²	6,55· 10 ⁻³	-1,25· 10 ⁻⁴	-6,86· 10 ⁻⁶	6,03· 10 ⁻⁶
Полуввысота активной зоны	3,61· 10 ⁻¹	1,04· 10 ⁻¹	-1,77· 10 ⁻²	8,45	6,56· 10 ⁻¹

Примечание: ЗМО и ЗБО - зоны малого и большого обогащения соответственно

КВА, ПЭР_ц и ПЭР_р к некоторым управлениям. На основе этих данных можно выделить наиболее значимые (с точки зрения влияния на основные функционалы задачи) управляющие параметры.

БР С ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ К-Vi

Подобные исследования проведены для БР типа БН-800 и «Суперфеникс», охлаждаемых сплавом 90%К-10%Vi (табл.4, 5). Такой сплав характеризуется более низкой, по сравнению с К-РЬ-теплоносителем температурой замерзания, что благоприятно сказывается на развитии аварийных режимов типа ОВС.

Результаты исследований показывают, что отказ от условия равенства диаметра топливных таблеток твэлов позволил улучшить значения ПЭР_р и ПЭР_ц (табл.4). При этом удалось добиться выполнения условия ПЭР_р<β и ПЭР_ц<β.

Полученные варианты обладают свойством внутренней самозащищенности от аварий типа TOP WS, LOHS WS, OVC WS. Для РУ большой мощности («Суперфеникс») с приемлемым значением ПЭР (ПЭР_р<β, ПЭР_ц<β) аварийный режим LOF WS, инициированным одновременным обесточиванием всех ГЦН, может привести к кипению теплоносителя (табл.5).

Таблица 4

Компоновки БР, охлаждаемые сплавом 90%К-10%Vi

Основные управления и функционалы задачи	РУ типа БН-800 (ПЭР _р →min, нет ограничения для ПЭР _ц)	РУ типа "Суперфеникс" (ПЭР _р →min, ПЭР _р <β, ПЭР _ц <β, нет ограничения для k _Г)
Управления:		
обогащение топлива, %	13,1/13,9	5,0/14,1
диаметр топливной таблетки, мм	8,14	7,14/7,08
относительный шаг решетки твэл	1,165/1,156	1,174/1,150
радиальные размеры зон, см	123,8/54,6/11,1	135,9/93,5/0
высота активной зоны, см	76,1	76,2
толщина торцевого экрана, см	11,0	0,3
массовый расход теплоносителя РУ, кг/(м ² с)	5722,6/8519,6	6140,9/10327,1
Функционалы:		
T _{вх} , К	639,1	
средний подогрев теплоносителя, К	179	181
максимальные температуры. К:		
- топлива	1396/1376	924/1722
- теплоносителя	870/807	726/848
- оболочки твэл	898/839	728/900
КВА	1,06	
K _Г	1,6	3,4
ПЭР _ц , %Δk/k	3,02	0,36
ПЭР _р , %Δk/k	-3,21	0,28
максимальная линейная нагрузка на твэлы, Вт/см	451,5/469,8	178,6/645,0
коэффициенты реактивности, 10 ⁶ x (Δk/k)/К		
- доплеровский	-1,80/-1,46	-0,19/-2,89
- плотностной	5,17/2,44	-0,10/2,91
доля естественной циркуляции, %	17,68/9,63/3,99	9,66/8,87/5,57

Функционалы безопасности в аварийных режимах БР, охлаждаемых сплавом 90%К-10%Ві

Аварийные режимы и функционалы безопасности	РУ типа БН-800 (ПЭР _p →min, нет ограничения для ПЭР _ц)	РУ типа "Суперфеникс" (ПЭР _p →min, ПЭР _p <β, ПЭР _ц <β, нет ограничения для K _r)
LOF WS:		
максимальная температура теплоносителя (К) при времени выбега ГЦН		
- 30 с	955/1049	902/1368
- 40 с	943/1036	901/1354
TOP WS (ввод 0,9β за 10 с):		
максимальная температура топлива, К	1596/1567	1010/1883
максимальная температура теплоносителя, К	909/837	733/865
OVC WS (увеличение расхода в 2 раза за 10с):		
максимальная температура топлива, К	1573/1570	972/1788
OVC WS (подключение "холодной" петли):		
максимальная температура топлива, К	1577/1545	986/1868
LOHS WS:		
максимальная температура теплоносителя, К	879/855	842/902
(LOF+TOP+ OVC) WS при времени выбега ГЦН - 40 с:		
максимальная температура теплоносителя, К	1000/1041	939/1446

ВЫВОДЫ

Использование в качестве теплоносителя I контура БР сплавов KРb и KВі позволяет достичь приемлемых значений ПЭР (ПЭР_p<β, ПЭР_ц<β) в традиционных компоновках БР при одновременном безопасном завершении ряда наиболее опасных аварийных ситуаций из числа ATWS.

Теплоносители на основе сплавов калия и тяжелого металла позволяют увеличить мощность РУ при приемлемых значениях ПЭР и обеспечить высокий уровень естественной безопасности таких реакторов.

С точки зрения минимизации ПЭР при ограничениях для функционалов безопасности трудно отдать предпочтение какому-либо из рассмотренных теплоносителей.

БР, охлаждаемый сплавом калия и висмута обладает худшей самозащищенностью от аварий типа LOF WS, TOP WS и LOHS WS и лучшей — от процессов OVC WS. В РУ, охлаждаемых сплавом K-Pb аварийные ситуации типа OVC WS потенциально более опасны из-за высокой температуры замерзания теплоносителя. Однако при оптимальном выборе вектора управления такой недостаток не является принципиальным, т.к. полученные компоновки с K-Pb-охлаждением обладают свойством внутренней самозащищенности даже от гипотетических аварий, из числа OVC WS (инициированных, например, значительным увеличением расхода в I контуре при переводе ГЦН на повышенную производительность или подключением «холодной» петли с температурой, близкой к температуре замерзания теплоносителя.

Список литературы

1. Коллиер Дж., Хьюитт Дж. Введение в ядерную энергетику (пер. с англ.). -М.: Энергоатомиздат, 1989.
2. Орлов В.В., Аврорин Е.Н., Адамов Е.О. и др. Нетрадиционные концепции АЭС с естественной безопасностью (новая ядерная технология для крупномасштабной ядерной энергетики следующего этапа) // Атомная энергия. – 1992. -Т.72. -Вып. 4. -С.317-329.

3. Кузьмина А.М., Окунев В.С. Программно-методическое обеспечение для решения задач оптимизации компоновок ядерных реакторов нового поколения // Известия РАН. Энергетика. - 1996. - №5. - С. 66-74.
4. Боршанский В.М., Кутателадзе С.С., Новиков И.И., Федьинский О.С. Жидкометаллические теплоносители. - М.: Атомиздат, 1976.
5. Picard E., Noiton J., Plitz H. et al. High Plutonium Content Oxide Fuel for Pu Burning in Fast Reactors. CAPRA Irradiation Programme and First in Pire Experimental Results // Proc.: «Global'97». - 1997. - V.1. - P.538-534.

Поступила в редакцию 6.07.99.

TESTS OF DIGITAL REACTIMETER WITH 15 GROUPS OF DELAYED NEUTRONS IN EXPERIMENTS ON ZPR

Yu.V. Volkov, T.G. Petrosov, D.A. Klinov, V.F. Ukraintsev, Y.V. Slekenitchs, M. Moniri



В статье описана математическая модель реактиметра для тяжеловодного реактора малой мощности с использованием 15 групп запаздывающих нейтронов. Описана также ее реализация на персональном компьютере в on-line режиме. Приведены результаты испытаний реактиметра и усовершенствования режимов его работы с помощью фильтрации сигналов и использования разных данных для запаздывающих нейтронов.

DIGITAL REACTIMETER

The digital reactimeter has been designed for the heavy water reactor [1] and was tested in operation on critical facility HWZPR. In starting option, the reactimeter treated signal, being proportional to neutron power, with 15 groups constant set [2], which are followed:

Algorithm of reactivity calculation is based on the Solution of Converted Equations (SCE). The SCE, for six groups of delayed neutrons and nine groups of photoneutrons, is written as:

$$\rho = 1 + \frac{\Lambda}{\beta_{eff}} \frac{1}{n(t)} \frac{dn}{dt} - \frac{\sum_{i=1}^6 \lambda_i \alpha_i \int_{-\infty}^t e^{-\lambda_i(t-t')} n(t') dt' + \sum_{j=1}^9 \lambda_j \alpha_j \int_{-\infty}^t e^{-\lambda_j(t-t')} n(t') dt'}{n(t)}. \quad (1)$$

Using computers in online regime permits us to realize digital reactimeter, which, every time (with some delay), gives reactivity value of a reactor in β_{eff} units, by the following algorithm:

$$\rho_k = 1 + \frac{\Lambda}{\beta_{eff}} \alpha_k - \frac{\sum_{j=1}^{15} \lambda_j V_{jk}}{n_k}, \quad (2)$$

where

$$V_{jk} = V_{jk-1} e^{-\lambda_j \Delta t} + \frac{a_j}{\lambda_j + \alpha_j} (n_k - n_{k-1} e^{-\lambda_j \Delta t}). \quad (3)$$

DESCRIPTION OF ZPR

Critical facility HWZPR (Heavy Water Zero Power Reactor) is a critical heavy water reactor of zero power (nominal power ≤ 50 Wt) with heavy water as a moderator. To

© Yu.V. Volkov, T.G. Petrosov, D.A. Klinov, V.F. Ukraintsev, Y.V. Slekenitchs, M. Moniri, 1999

Table 1

Set of constants $\beta_{eff} = 0.0075$; $\Lambda = 10^{-4}$ sec ;

Group	1	2	3	4	5	6
λ_{vi} 1/sec	1.24E-2	3.05E-2	1.11E-1	3.01E-1	1.14	3.01
β_{effi}	2.13E-4	1.42E-3	1.27E-3	2.57E-3	7.47E-4	2.73E-4

Group	7	8	9	10	11	12	13	14	15
λ_{vi} 1/sec	6.26E-7	3.63E-6	4.37E-5	1.17E-4	4.28E-4	1.50E-3	4.81E-3	1.69E-2	2.77E-1
β_{effi}	4.91E-7	1.01E-6	3.23E-6	2.34E-5	2.07E-5	3.36E-5	6.99E-5	2.04E-4	6.50E-4

reach critical state the reactor tank is flooded by heavy water. There are three current fission chambers in an outlying area, which enable us to measure neutron flux. There are two control rods (CR) with total weight being equal to $-0.5\beta_{eff}$.

There are two possibilities to shut down the reactor in emergency:

- to dump heavy water off the tank;
- to drop Scram rods (two rods weight is equal to $-5\beta_{eff}$).

The PC code complex, which is installed on the board computer, enables operator to carry out the following operations:

- start up the reactor;
- monitor of chambers current;
- monitor of radiation situation by outlying detectors;
- calculate doubling period of reactor power runaway by accumulated data of neutron flux;
- calculate the reactivity with using the equation of inverse hours.

In item 5 of the code, 15 groups of delayed neutrons are taken into consideration.

The reactor start up is carried out by a curve of inverse multiplication while flooding the reactor tank with heavy water.

EXPERIMENTS DESCRIPTION

Two dynamic experiments, with recording of neutron power, were carried out on HWZPR facility. The experiments order included reaching to critical state, sequential runaways with periods being equal about 30, 60, 150 sec, moreover, every runaway of the reactor was finished with fast power decrease by Scram rods drop, and insertion of control rods with maximum speed.

After the reactor had been at first gone to minimum critical level, the reactimeter was started up. The signal from the neutron detectors through the current power meter came to the board computer inlet and was at the same time the input signal for the reactimeter. The current range of detectors while changing of neutron power is from 10^{-11} till 10^{-6} A.

Further, runaways with constant periods were carried. To reach the required period, every runaway began from changing the heavy water level in the tank with the Control rods being on the bottom position. Since, the experiment includes three runaways with increasing period, the highest level of heavy water was achieved for the first reactor runaway, and it was necessary to pour heavy water off the tank for the following runaways. Such sequence of runaways is the most safe. From the deep undercritical state, the reactor was gone to the subcritical by the next way: Scram rods were taken out from the core to the top point, while this the reactor was keeping in undercritical state by control rods only. Extraction the control rods results to reactivity release corresponding to required period of runaway (pic.1).

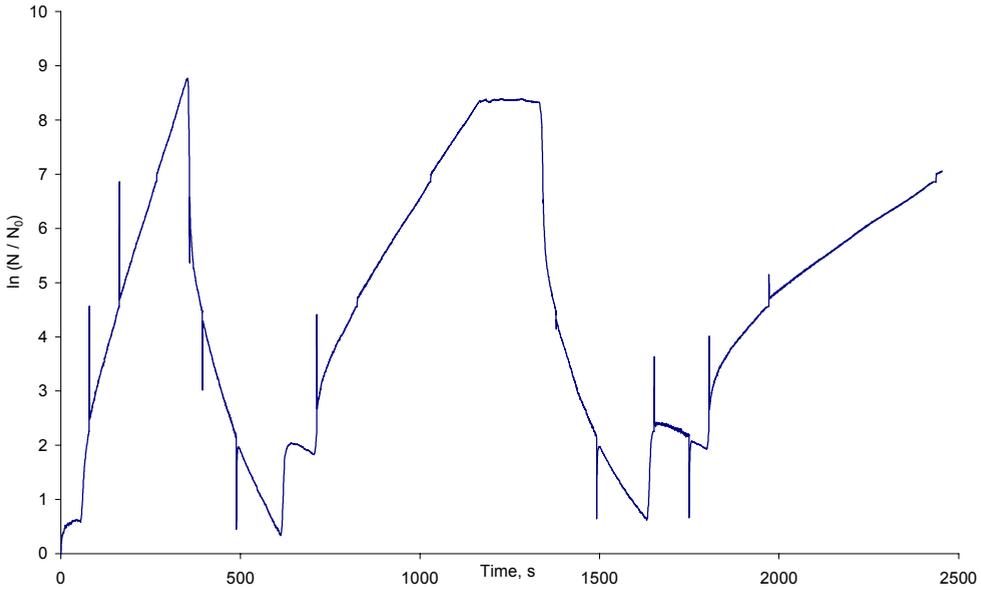


Fig.1. Neutron power during the experiment

REACTIMETER TEST RESULTS

As a result of reactimeter operation (pic. 2(1)), one can immediately make a series of conclusions by its reading:

- reactivity estimations by the reactimeter during the reactor runaways with the constant period are close to reactivity estimations under the periods;
- reactimeter, after Scram rods drop, shows the linear abatement of the reactivity instead of its constant value, which should be equal to the Scram rods weight.

To verify accuracy of reactimeter operation, and, also, to reveal sources of mistaken reactivity calculations in undercritical state, the recorded neutron power data of both experiments were subjected to process, which includes analysis of reactivity behaviour with variation of delayed neutrons constants (Table 2-3)

The periods of runaways have been measured during every experiment by power

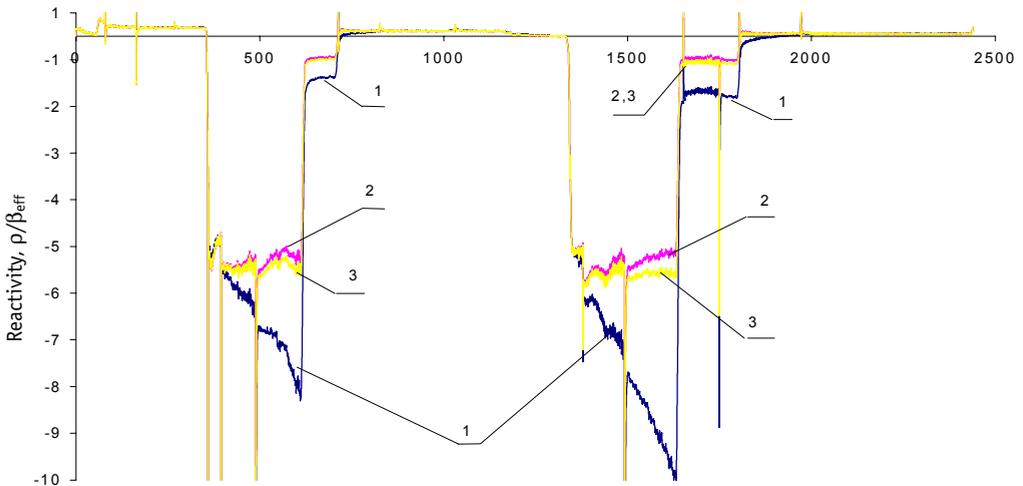


Fig. 2. Reactimeter reading with different fractions of delayed neutron groups: 1 - OINPE constants; 2 - ENTC constants; 3 - the last constants

doubling with stop-watch. Then, the recorded data of power changing were processed by the Least Square Method (LSM) within time intervals, which correspond to the runaway. It turns out, the both approaches of period estimation give close results. (Table 2-3) These power data were processed by the reactimeter with 15 groups of delayed neutrons. Tests were carried out with two options of constants:

- 1) with $\beta_{eff} = 0.75\%$ (OINPE);
- 2) with $\beta_{eff} = 0.665\%$ (ENTC).

The reactivity evaluations, in both cases, were approximately equal within limit of uncertainties. To make sure that consideration of addition photoneutron groups is necessary, it was taken six groups constant set with $\beta_{eff} = 0.65\%$. In this case, the reactimeter reading was lower than the true reactivity value of the reactor.

The accuracy of the reactimeter reading was tested by a board table of dependency T_2 versus ρ , calculated just for this reactor. Here, the reactivity was presented as $\rho = \Delta k/k$ (%). In our case, for possibilities of comparing, it was required to transform them in β_{eff} units, that is to say, it is necessary to divide reactivity, found from the Table, to referred β_{eff} value ($\beta_{eff} = 0.75\%$ or $\beta_{eff} = 0.665\%$). The maximum fitness of calculated reactivity value with the period of reactimeter reading was reached with $\beta_{eff} = 0.665\%$.

The current signals of power had a big fluctuation, and, also, had short jumps at the moment of switching of ranges (pic.3).

These jumps led to short jumps of reactivity (up to 10 sec) with following return to the true reading.

Fluctuations of the power signal resulted to the fluctuations of reactivity near the true value.

Calculated coefficients of variation ($\sigma = \sqrt{Dx/Mx}$) of the power data and the reactivity data, corresponding to them, at the moments of runaways shows, that reactivity fluctuations is ten times higher, as minimum, than the power fluctuations.

Moreover, coefficients of variation were calculated by high evaluation, since it was taken $Mx = N_{min}$ into consideration (where N_{min} is the first power value at time intervals, corresponding to the runaway).

By the results of carried out comparative analysis, one can make following conclusions:

- in spite of the fluctuations of power signal, the reactimeter reading agreed, in average, with the table of dependency of power doubling period T_2 versus reactivity ρ during the reactor runaway with the constant periods (Table 2-3);
- the reactimeter starting up, carried out on the computer with supplying the recorded power data to the input, shows, that insignificant discrepancies in β_{eff} and, accordingly, in nine photoneutron groups doesn't affect the reactimeter reading during the reactor runaway.

The both conclusions demonstrate acceptability of reactimeter operation with accuracy being achieved by constant set selection (pic. 4).

Coefficients of variation of the power and reactivity data

Table 4

Runaways	σ_N	σ_ρ	
		$\beta_{eff}=0.75\%$	$\beta_{eff}=0.665\%$
1	1.964E-4	1.465E-3	1.917E-3
2	1.647E-4	1.530E-3	2.168E-3
3	1.724E-4	3.676E-3	3.460E-3

Mistaken reactimeter calculations of negative reactivity, after Scram rods drop, made us to analyze the influence of nine photoneutron groups and outside source on the reactivity reading in the case of considering of

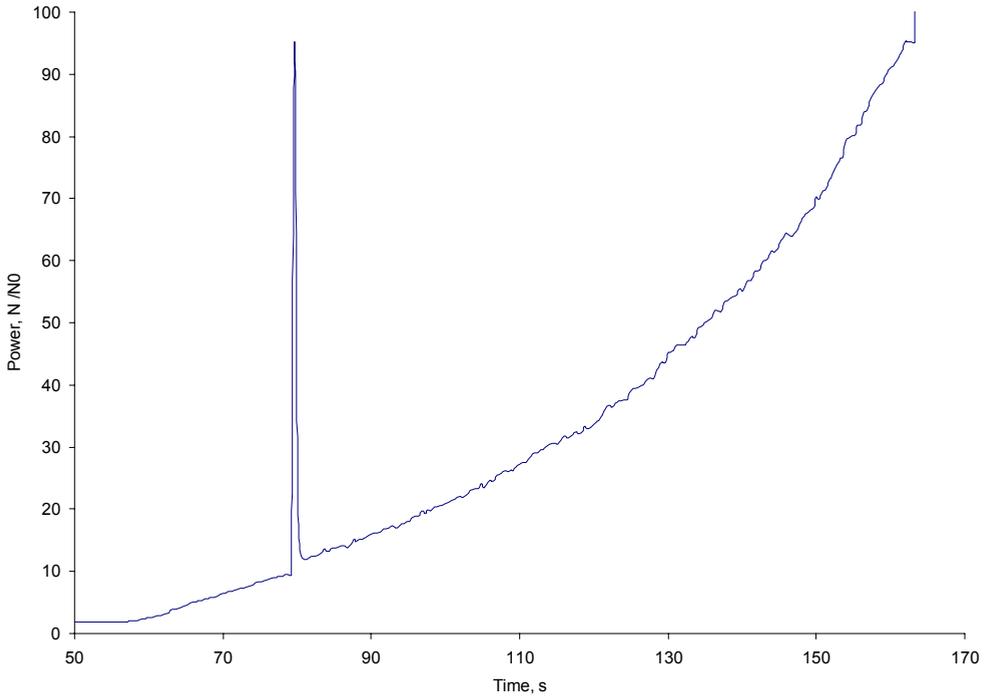


Fig. 3. Current power meter reading

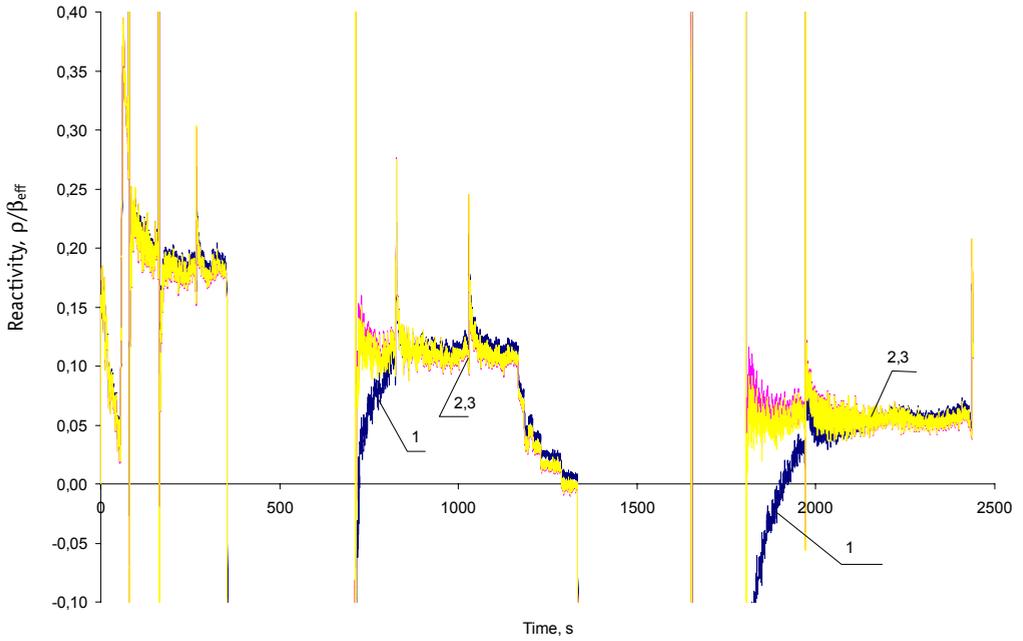


Fig. 4 Reactimeter reading at the moment of reactor runaway with constant period. (with different fractions of delayed neutron groups, see Pic. 2)

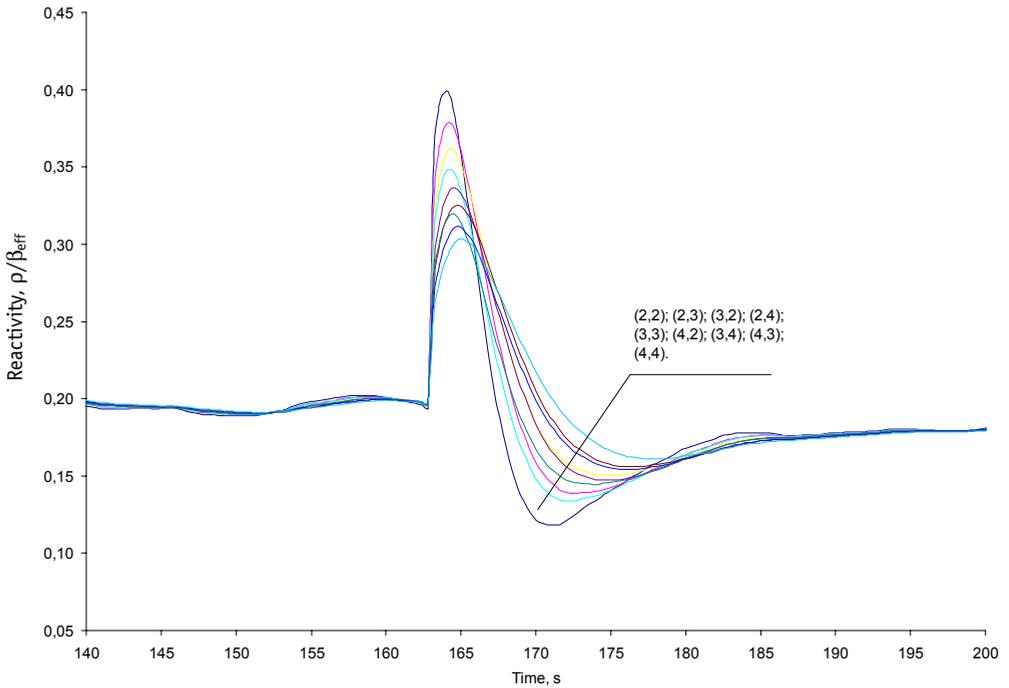


Fig. 5 Filter of the first order with different constant time combination : (TN,Tp)

undercritical state of the reactor.

The only distinctive feature of constants from Table 1 and constants from the permanent ZPR PC code complex was an essential difference in fractions of nine photoneutron groups. For ZPR they were three times lower than ones from Table 1. The comparative analysis of reactivity reading, carried out with using of both sets of constants, enabled to make a conclusion, that the reducing of fractions of nine photoneutron groups significantly improves the result. This fact is explained by behaviour of recurrent correlation (3) in the reactivity calculation algorithm. Further investigations enabled to obtain more accuracy constants set (Table 5), that gave the possibility to eliminate linear decreasing of reactivity reading in the case of undercritical state with constant reactivity (pic.2).

In this way, the final option of the digital reactivity meter is designed with constant set of Table 5.

Outside neutron source can play an essential role for the reactor of zero power in undercritical state. ZPR – reactor is not exception, and it’s necessary to estimate the source influence.

SCE, with outside neutron source, is written as:

Table 5

Relative portions of delayed neutrons
The last constants: $\beta_{eff} = 0.00671$; $\Lambda = 8.84 \cdot 10^{-4}$ sec;

Group	1	2	3	4	5	6
a_i	3.12E-2	2.07E-1	1.86E-1	3.74E-1	1.088E-1	3.976E-2

Group	7	8	9	10	11	12	13	14	15
a_i	2.17E-5	5.45E-5	1.72E-4	1.24E-3	1.097E-3	1.786E-3	3.711E-3	1.084E-2	3.448E-2

$$\rho = 1 + \frac{\Lambda}{\beta_{\text{eff}}} \frac{1}{n(t)} \frac{dn}{dt} - \frac{\sum_{i=1}^6 \lambda_i \alpha_i \int_{-\infty}^t e^{-\lambda_i(t-t')} n(t') dt' + \sum_{j=1}^9 \lambda_j \alpha_j \int_{-\infty}^t e^{-\lambda_j(t-t')} n(t') dt'}{n(t)} - \frac{Q}{\beta_{\text{eff}} \cdot n(t)}, \quad (4)$$

where Q is the source power.

Estimation of the source value was carried out by the following procedure:

Reactivity was calculated by the recurrent correlation, which differs from (2) only by the contribution of $-Q/\beta_{\text{eff}} \cdot n(t)$. The recorded neutron power data of the first experiment (pic.1) served as input signal for the reactimeter. During the data processing the value Q was varied from 10^{-6} till 10^{-2} . It turns out, that the influence of outside neutron source may be perceptible for $Q \geq 10^{-3}$. By the result of Q variations it is taken into consideration, that its most acceptable value, which ensures the steadiness of reactimeter reading after Scram rods drop, is: $Q = 2 \cdot 10^{-3}$. Since, relative power (chamber current) data are supplied to the reactimeter input, the influence of outside source into chamber current may be estimated as 0.2% of chamber current I_0 in starting critical state ($I_0 = 1.08E-11$ A).

So, the influence of the outside source on the reactimeter reading is insignificant. Consequently, the outside source may not be taken into consideration in the reactimeter for ZPR.

Short reactivity jumps, at the moment of switching current chamber ranges, have the following explanations. The reactimeter calculates the current jump as power jump due to prompt neutrons because of prompt reactivity insertion. Accordingly, the value of reactivity jump is proportional to the value of a gap in power reading. But, since, apparatus interference arises during the switching of ranges, the reactivity has a jump and returns to the starting state. The amplitudes of jumps depend on selecting of time discreteness interval for reading power data in Online regime. This discreteness was $\Delta t = 0.4$ sec.

In [1] it is cited results of carried out investigations of dependence of reactimeter reading uncertainty versus Δt in transient process caused by spasmodic introduction of negative reactivity. The uncertainty of reactivity estimations is about 10% for discreteness interval $\Delta t = 0.4$ sec. The most acceptable intervals are: $\Delta t = 0.05-0.1$ sec. During the digital reactimeter was installed on ZPR board computer, the selection of Δt was influenced by frequency of the computer operations. This interval is summed by the following time intervals: reading time + processing time + calculating time + graphic output time.

Reactivity fluctuations near the true value, caused by power fluctuations, reduce reactimeter effectiveness and require an applying of special filters for processing of power data. The recorded neutron power data were processed by a filter of high frequency of first order. Three ways of data processing were investigated:

- 1) filtration of input signal;
- 2) filtration of output signal;
- 3) filtration of both signals.

Besides, an influence of constant time filter T to the reactivity behaviour was investigated as well (pic.5).

It can be seen from the obtained data, that the most acceptable way of filtration is the processing of both input and output signals. Input filtration enables to smooth the fluctuating signal of neutron power and to adjust reactimeter reading. And filtration of reactivity solves the problem of jumps at the moment of switching ranges by reducing their amplitude.

Thus, as a result of comparative analysis, it was found the optimal combination of filtration of the both channels with constants times: $T_N = 2$ sec and $T_D = 2$ sec.

CONCLUSION

As a result of the carried out investigations, the digital reactimeter, which takes photoneutrons into consideration, was elaborated and tested in the experiments on the ZPR-reactor.

By the results of tests, the reactimeter parameters were made more accurate, that permits to supply its acceptable accuracy during the operating both in sub- and under-critical state of the reactor.

List of Reference

1. *Volkov Yu. V., Petrosov T. G., Moniri M.* Evaluating effects of (γ, n) & $(n, 2n)$ reactions on criticality and kinetics of heavy water reactor. Obninsk, 1999.
2. *Robert Keepin G.* Physics of nuclear kinetics, Addison-Wesley Publishing Company, INC, 1965.

Поступила в редакцию 10.10.99.

ГИДРОДИНАМИКА И ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЕ В ЖИДКОЙ ВЕРТИКАЛЬНОЙ СТРУЕ ЭВТЕКТИКИ - МИШЕНИ ИНТЕНСИВНОГО ИСТОЧНИКА НЕЙТРОНОВ

Е. Ф. Авдеев, С. Л. Дорохович

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



В качестве мишени интенсивного источника нейтронов рассматривается струя расплавленной свинцово-висмутовой эвтектики, направленная вертикально вверх навстречу пучку протонов. Запирание вакуумной камеры ускорителя предлагается осуществлять с помощью сверхзвуковой струи инертного газа. Даются расчетные оценки утечки газа в вакуумную камеру. Приводится аналитическое решение гидродинамической задачи и определение границ струи в приближении потенциального течения. Рассчитывается тепловая мощность мишени, распределение температуры по высоте струи и выход нейтронов для принятых параметров пучка протонов.

ОБОСНОВАНИЕ ПОСТАНОВКИ ЗАДАЧИ

В последнее время обсуждается перспектива создания безопасного подкритического реактора, мощность которого возможно регулировать потоками нейтронов, получаемых при взаимодействии внешнего пучка ускоренных частиц с подходящего вида мишенями, размещенными в активной зоне реактора [1].

Предлагаемая мишень (рис.1) в виде направленной вертикально вверх, навстречу пучку протонов жидкометаллической струи обладает высокой оптической плотностью, повышенным выходом нейтронов, обеспечивает непрерывный подвод свежих порций расплава в область ядерных реакций и отвод тепла из области взаимодействий в емкость с горячим расплавом, который может прокачиваться через теплообменник.

В случае сильноточных высокоэнергетических ускорителей разделяющая твердая перегородка окна мишени подвергается интенсивным радиационным и тепловым нагрузкам, что приводит к необходимости ее частой замены. Поэтому предлагается использовать газодинамический эффект “запирания” окна сверхзвуковой кольцевой струей инертного газа.

Поперечные размеры нераспадающейся части направленной вверх струи эвтектики должны соответствовать диаметру пучка, поэтому необходимо детальное выяснение гидродинамики и границ струи. В приводимом ниже решении, в при-

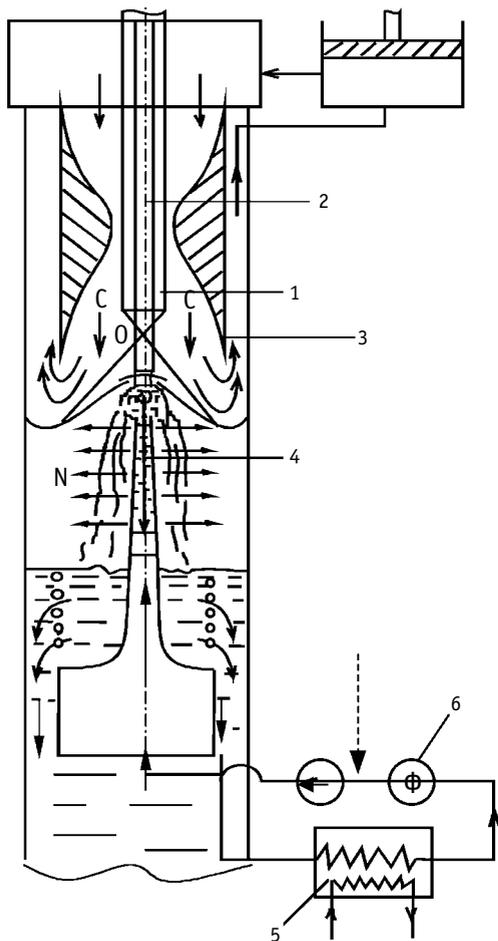


Рис. 1. Схема устройства ввода пучка высокоэнергетических частиц в струйную мишень: "С-С" – сечение окна вакуумной камеры 1 ускорителя; "О-О" – границы сверхзвуковой струи газа; 2 – пучок заряженных частиц; 3 – сверхзвуковое сопло Лавалья; 4 – жидкая мишень в виде вертикальной струи; 5 – теплообменник; 6 – фильтр очистки

эффекте расширения сверхзвуковой струи газа, поступающей из кольцевого недорасширенного сопла Лавалья с цилиндрической вставкой. Если на выходе пучка заряженных частиц из ускорителя соосно ему организуется кольцевой сверхзвуковой поток газа, внутренние границы расширения струи образуют непроницаемую для газа коническую поверхность. Предельный угол поворота внутренних границ расширения зависит от числа M на выходе из сопла и давления в вакуумной камере.

Схема подвода пучка и мишени содержит два контура: контур инертного газа, используемого для "запирания" окна и контур циркуляции рабочего расплава эвтектики.

Натекание газа в вакуумную камеру ускорителя будет происходить из-за наличия на внешней выходной кромке цилиндрической вставки области пограничного слоя с малыми скоростями. В [4] расчетами оценивалась максимально возможная величина утечки, равная расходу газа через область пограничного слоя. Для

ближении потенциального течения, внимание сосредоточено на определении границ "головки" струи. Это позволит проводить расчеты поля температур, а в случае технических трудностей реализации газодинамического запираения, поставить в соответствие форме верхней границе головки форму фольги, отделяющей лучепровод ускорителя от мишени. Фольга в этом случае не будет испытывать динамических воздействий со стороны струи (кроме пульсаций) и одновременно будет происходить ее охлаждение растекающейся в радиальном направлении эвтектикой.

Выявляется еще одно преимущество использования такого вида мишени в качестве канала управления подкритическим реактором, связанное с возможностью управления нейтронным потоком за счет изменения ориентации струи по отношению к направлению пучка, при сохранении неизменными параметров пучка.

"ЗАПИРАНИЕ" ОКНА МИШЕНИ БЕЗ ПРИМЕНЕНИЯ ТВЕРДОЙ СТЕНКИ

С целью минимизации поступления паров мишени в вакуумную камеру ускорителя без установки в окне твердой стенки предлагается использовать способ газодинамического "запирания" окна, обоснование которого дано в работах [2, 3, 4]. Его принцип основан на

значения числа Маха на выходе из сопла $M=5$, утечка составила 1,5% от общего расхода через сопло, что согласуется с экспериментами, описанными в [5], в которых при $M=8$ утечка составила 0,2%. Устранение натекания газа в вакуумную камеру предлагается в [3] отсосом пограничного слоя.

РЕШЕНИЕ И РАСЧЕТ ГРАНИЦ ДЛЯ НАПРАВЛЕННОЙ ВЕРТИКАЛЬНО ВВЕРХ ТЯЖЕЛОЙ СТРУИ

Относительно простое точное решение для границ струи в приближении потенциального течения можно получить, используя общее решение уравнения неразрывности для потенциала скорости φ , полученное Уиттекером [6]. Для плоского или осесимметричного течения оно имеет вид:

$$\varphi = \frac{1}{2\pi} \int_{-\pi}^{\pi} f(z + iy \cos \varepsilon) d\varepsilon, \quad (1)$$

где z - координата вдоль оси струи, а $f(z + iy \cos \varepsilon)$ - в общем случае произвольная функция.

Так как продольная и поперечная составляющие скорости будут

$$u(z, y) = \frac{\partial \varphi}{\partial z} = \frac{1}{2\pi} \int_{-\pi}^{\pi} f'(z + iy \cos \varepsilon) d\varepsilon,$$

$$v(z, y) = \frac{\partial \varphi}{\partial y} = \frac{1}{2\pi} \int_{-\pi}^{\pi} f'(z + iy \cos \varepsilon) i \cos \varepsilon d\varepsilon,$$

то для функции тока общее решение получается в виде:

$$\psi(z, y) = \frac{1}{2\pi} \int_0^y dy \int_{-\pi}^{\pi} f'(z + iy \cos \varepsilon) d\varepsilon.$$

После разложения функции $f'(z + iy \cos \varepsilon)$ в окрестности оси струи ($y=0$) в ряд Тейлора $f'(z + iy \cos \varepsilon) = f'(z) + iy \cos \varepsilon f''(z) + \dots$, обозначив $f'(z)$ через $f_0(z)$, получим общее решение задачи:

$$u(z, y) = \sum_{n=0}^{\infty} \frac{(-1)^n}{2^{2n} (n!)^2} y^{2n} f_0^{(2n)}(z), \quad (2)$$

$$v(z, y) = \sum_{n=1}^{\infty} \frac{(-1)^n \cdot 2n}{2^{2n} (n!)^2} y^{2n-1} f_0^{(2n-1)}(z), \quad (3)$$

$$\psi(z, y) = - \sum_{n=1}^{\infty} \frac{(-1)^n \cdot 2n}{2^{2n} (n!)^2} y^{2n} f_0^{(2n-2)}(z). \quad (4)$$

В условиях рассматриваемой задачи функция $f_0(z)$ совпадает со скоростью на оси струи $u(z)$

$$f_0(z) = u(z) = V_0 \sqrt{1 - \frac{z}{Fr}}, \quad (5)$$

где $Fr = \frac{V_0^2}{2a_0g}$, V_0 , a_0 - соответственно число, Фруда, скорость и радиус на выходе струи.

После подстановки (5) в решения (2)-(4) выражения для безразмерных скоростей и функции тока будут иметь вид:

$$u(z,y) = \left(1 - \frac{z}{Fr}\right)^{1/2} - \sum_{n=1}^{\infty} \frac{(-1)^n (4n)!}{(2n)! (n!)^2 (4n-1)} \left(\frac{y}{Fr}\right)^{2n} \left(1 - \frac{z}{Fr}\right)^{-\left(\frac{4n-1}{2}\right)}, \quad (6)$$

$$v = \frac{1}{4} \frac{y^2}{Fr} \left(1 - \frac{z}{Fr}\right)^{-1/2} + \sum_{n=1}^{\infty} \frac{(-1)^n (4n)!}{4(2n)! (n!)^2 2^{6n} (n+1)} \times \frac{1}{Fr} \left(1 - \frac{z}{Fr}\right)^{-\left(\frac{4n+1}{2}\right)}, \quad (7)$$

$$\psi(z,y) = \frac{1}{2} y^2 \left(1 - \frac{z}{Fr}\right)^{1/2} - \sum_{n=1}^{\infty} \frac{(-1)^n (4n)!}{(2n)! (n!)^2 2^{6n} (4n-1) 2(n+1)} \times y^2 \left(\frac{y}{Fr}\right)^{2n} \left(1 - \frac{z}{Fr}\right)^{-\left(\frac{4n-1}{2}\right)}. \quad (8)$$

По решению (8) были рассчитаны границы направленной вертикально вверх струи (рис.2) при начальной скорости $V_0=5$ м/с и выходном радиусе струи $a_0=2,5 \cdot 10^{-2}$ м. При этом число Фруда было равно 50. Расчеты по решению (8) выполнялись последовательным наращиванием точности определения границ за счет увеличения числа слагаемых ряда. Как указано выше, основное внимание было сосредоточено на определении границ верхней головки струи. Если учет более 3-х членов ряда (8) практически не приводит к изменению границ основной части струи, то в области торможения струи (ее "головки") учет каждого нового слагаемого вносит значительные уточнения в границы.

В этой области, начиная с некоторого увеличения радиальной координаты, ряд становится расходящимся, что связано с использованием разложения функции $f(z+iy \cos \varepsilon)$ в ряд в окрестности оси струи. Поэтому, начиная с места достижения на внешней границе нулевого значения вертикальной составляющей скорости (6), спадающие границы головки находились из условия свободного падения с начальной поперечной скоростью (7) в этом месте и сохранения расхода. Оказалось, что максимальная высота головки находится не на оси струи.

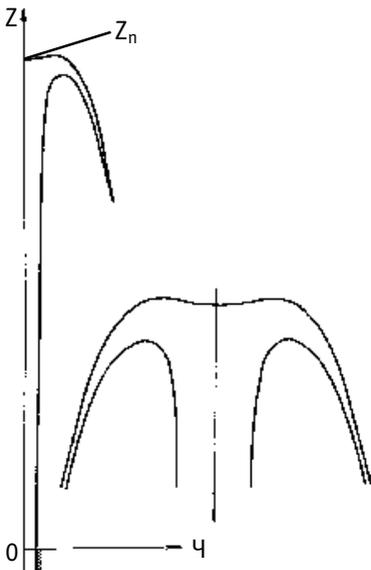


Рис.2. Рассчитанные границы основной части и "головки" струи

ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЕ И РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕМПЕРАТУРЫ ПО ДЛИНЕ НАПРАВЛЕННОЙ ВЕРТИКАЛЬНО ВВЕРХ СТРУИ

В качестве рабочего вещества мишени выбран эвтектический сплав 55,5% Bi - 44,5% Pb. Выбор обусловлен сочетанием высокого выхода нейтронов и низкой температурой плавления сплава (123,6 °С).

Предполагаемые исходные параметры нейтронного генератора:

- диаметр струи на выходе из насадка, $d_0=5 \cdot 10^{-2}$ м;
- начальная скорость струи, $V_0=5$ м/с;
- начальная температура расплава, $t_{вх}=200^\circ\text{C}$;
- энергия протонов, $E_p=1$ ГэВ;
- максимальная величина удельного тепловыделения в мишени, $q_v^{\text{max}}=3$ МВт/л.

Распределение тепловыделения $q(z')$ (кривая 1, рис.3) по высоте мишени рассчитывалось для мишени диаметром 5 см с помощью программы

GEANT 3.21. Здесь $z'=z_0-z$, где z_0 - максимальная высота, которой достигают частицы расплава на оси струи (рис.2). Предварительно программа тестировалась на имеющихся экспериментальных данных [7]. В качестве распределения протонов по радиусу пучка выбиралось распределение Гаусса ($\sigma=1$ см). Величина $q(z')$ определялась для одного налетающего протона.

Для расчета распределения температуры эвтектики кривая тепловыделения аппроксимировалась следующей зависимостью (кривая 2, рис.3):

$$q(z') = 24,4z'^{10,82} e^{-0,5z'^{10,68}}, \text{ [МэВ/см]} \quad (9)$$

Полное тепловыделение в расчете на один протон, полученное с помощью программы GEANT 3.21, составило 350 МэВ. Аппроксимирующая зависимость (9) дает 345 МэВ. Максимальное значение тока пучка протонов I_{\max} , при котором средняя величина удельного тепловыделения в сечении мишени не превысит $q_v^{\max}=3$ МВт/л, определялось из соотношения

$$q_v^{\max} = \frac{I_{\max}}{S} q^{\max} \times 10^3, \quad (10)$$

где S - площадь поперечного сечения мишени, q^{\max} - максимальное значение тепловыделения по высоте мишени. Размерности величин, используемых в соотношении (10), следующие: q_v^{\max} - МВт/л, I_{\max} - А, q^{\max} - МэВ/см, S - см². Для $q^{\max}=21,1$ МэВ/см величина I_{\max} равна $\approx 2,8$ А.

Тепловая мощность, выделяемая в мишени, рассчитывалась по зависимости

$$Q_T = I_{\max} \int_0^{h'} q(z') \times 10^6 dz', \quad (11)$$

где h' - длина области тепловыделения в мишени. Размерности величин в выражении (11): $q(z')$ - МэВ/см, I_{\max} - А, Q_T - Вт. Расчетами получено значение $Q_T=0,96$ МВт. Объем области тепловыделения составил $\approx 1,18$ л, среднее удельное тепловыделение $\bar{q}_v=0,82$ МВт/л.

Средний подогрев эвтектики в мишени

$$\Delta t = \frac{Q_T}{c_p G'}, \quad (12)$$

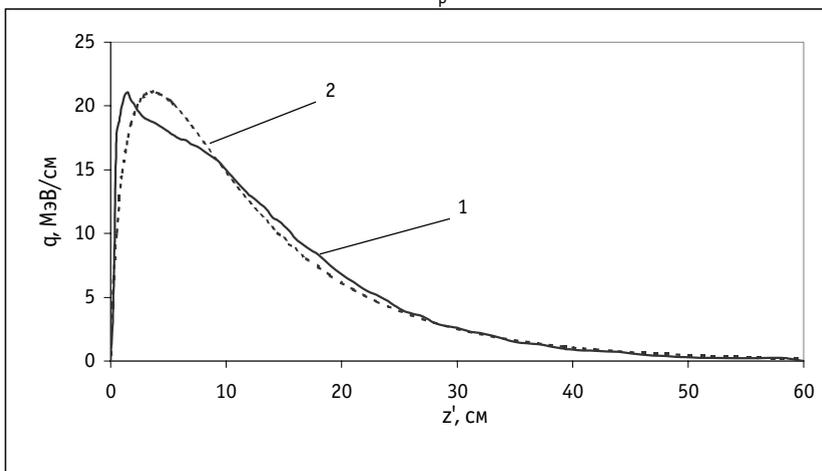


Рис. 3. Распределение тепловыделения по высоте мишени: 1 - результаты расчета по программе GEANT 3.21; 2 - результаты расчета по формуле (9)

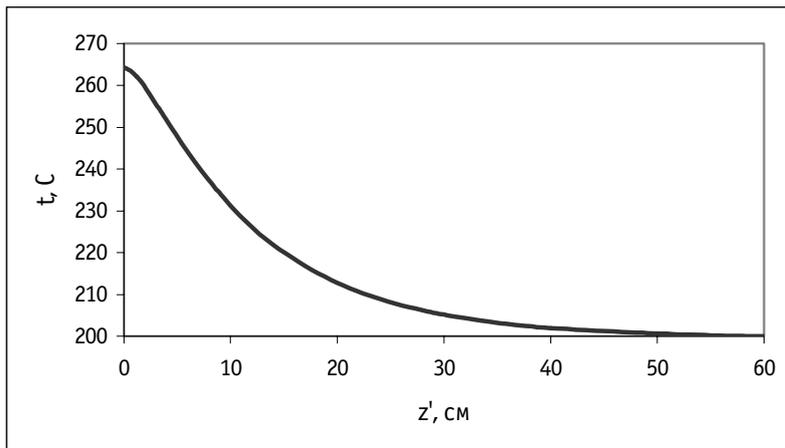


Рис.4. Распределение температуры по высоте мишени

где G - массовый расход. При удельной теплоемкости эвтектики $c_p=147$ Дж/(кг·град), получено $\Delta t= 64^{\circ}\text{C}$.

Распределение температуры расплава по высоте мишени рассчитывалось согласно зависимости

$$t(z') = t_{\text{вх}} + \Delta t - \frac{I_{\text{max}}}{c_p G} \int_0^z q(z') \times 10^6 dz' \quad (13)$$

Расчеты по формуле (13) представлены на рис. 4.

Следует отметить, что подогрев эвтектики по радиусу струи будет сильно неравномерным вследствие неравномерного распределения плотности потока протонов по радиусу пучка (распределение Гаусса). Максимальный подогрев расплава Δt_{max} следует ожидать в приосевой области мишени. Величину Δt_{max} можно получить лишь из двухмерного расчета теплообмена в струе.

Выход нейтронов из объема мишени рассчитывался с использованием сечения образования нейтронов σ по формуле

$$N = \sigma n_1 n_2 h' S, \quad (14)$$

где n_1 и n_2 - соответственно, концентрация атомов в мишени (см^{-3}) и средняя плотность потока протонов через сечение струи ($\text{см}^{-2} \times \text{с}^{-1}$). Среднее значение $\sigma = 1,35 \cdot 10^{-23} \text{см}^2$ рассчитано с помощью программы КАСКАД [8]. Расчетный выход нейтронов составил $0,4 \cdot 10^{18} \text{н/с}$, причем средняя плотность потока нейтронов через подвижную жидкую поверхность струи равна $0,4 \cdot 10^{15} \text{н}/(\text{см}^2 \text{с})$.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Получено решение для гидродинамики струйной жидкометаллической мишени, рассчитаны границы струи и ее "головки", средний подогрев расплава и распределение по высоте средних по сечениям мишени температур. Даны расчетные оценки выхода нейтронов. Вышеуказанные расчеты показывают возможность использования предлагаемого вида мишени в канале управления подкритического ядерного реактора. Авторы выражают благодарность Ф.И.Карманову и А.Ю.Конобееву за любезно предоставленные им результаты расчета тепловыделения в мишени с помощью программы GEANT 3.21, а также сечений образования нейтронов по программе КАСКАД.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Rubbia, C., et al.* Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier, CERN/AT/95-44(ET), Geneva, 1995.
2. *Авдеев Е. Ф., Коровин Ю. А., Мурогов В. М. и др.* Газовая мишень/А. с. №1295987 от 8.11.1986.
3. *Авдеев Е. Ф., Дорохович С.Л., Худаско В.В.* Мишенное устройство/А.с. № 1639405 от 19.06.89: В официальном бюллетене комитета Российской Федерации по патентам и товарным знакам (БИ) 47-48, 1993, с.191.
4. *Дорохович С.Л.* Тепломассообмен в рабочей камере нейтронного генератора с газодинамической мишенью, облучаемой высокоэнергетическим пучком дейтронов// Авт. дис. к. т. н. - Обнинск: ИАТЭ, 1992.
5. *Armstrong D. et al.* A 14 Mev Intense Neutron Source Facility. Nucl. Inst. and Meth...-1977.- V. 145.-№1.-P.127-148.
6. *Уиттекер Э. Т., Ватсон Дж. Н.* Курс современного анализа. Ч. II. -М.: Физматгиз, 1963. - С. 250-251.
7. *Belyakov-Bodin V. I. et al.* Calorimetric Measurements and Monte Carlo Analyses of Medium-Energy Protons Bombarding Lead and Bismuth Targets. Nucl. Instr. and Meth. A 295.-1990.-P.140-146.
8. *Барашенков В. С. и др.* Препринт - ОИЯИ, р2-85-173. - Дубна, 1985.

Поступила в редакцию 15.08.99.

УДК 536.242

ОБ ОСНОВНЫХ ЗАКОНОМЕРНОСТЯХ КРИЗИСА ТЕПЛООБМЕНА В ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ КАНАЛАХ

В.П. Бобков

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



Описаны закономерности для критических тепловых потоков в каналах, охлаждаемых кипящей водой. Ударение сделано на решение задачи влияния различных факторов на кризис в сложных каналах. Использована разработанная полуэмпирическая модель для описания критических тепловых потоков в каналах. Выявленные закономерности позволили получить новые подходы к предсказанию величин критических тепловых потоков в каналах.

В последние годы значительно продвинулись наши представления о кризисе теплообмена в водоохлаждаемых каналах, что привело к существенно более надежному описанию величин критических тепловых потоков (КТП) при кипении в каналах в широком диапазоне параметров и прогнозированию КТП в неисследованных областях параметров. Кризис теплоотдачи при течении кипящей воды в каналах является сложнейшим процессом, обусловленным длинным списком определяющих параметров. Этим определяется возникновение большого количества предложенных многими авторами эмпирических и полуэмпирических подходов, которые позволили дать рекомендации к расчету КТП, но лишь в узких областях параметров. Следует подчеркнуть, что многомерность зависимости КТП от определяющих параметров требует развития самых различных подходов, моделей, теорий. Следует приветствовать как чисто эмпирические подходы, так и методы, основанные на решении системы фундаментальных уравнений, описывающих полное взаимодействие всех фаз. Очевидно, что подходы, основанные на фундаментальных уравнениях [1] были бы наиболее предпочтительными и вызвали бы максимальное доверие. Но пока нет надежды на их скорое осуществление, необходимы и полезны разработки и рекомендации, основанные на полуэмпирических методах. Используются массивы экспериментальных данных, накопленных в различных научных центрах. Наиболее представительным является массив данных по КТП, имеющийся в Центре теплофизических данных Физико-энергетического института [2]. Анализ экспериментальных данных позволил выявить многие закономерности для КТП в каналах и дать достоверные суждения о физических основах этих закономерностей.

Известно, что процессы в трубах исследованы более основательно. Поэтому широко используется относительный (сравнительный по отношению к процессам в трубах) метод исследования. Существует большой опыт использования этого метода по описанию теплогидравлических закономерностей при течении в каналах

сложного профиля поперечного сечения. Имеется в виду метод получения и использования зависимости для труб и поправочных соотношений к ним. Использование такого подхода к описанию КТП в российских публикациях не обнаруживается, кроме [3-5]. В этих работах показано, что применение сравнительного подхода дает хорошие результаты, поправочные функции при этом, как правило, достаточно консервативны.

Концепция элементарной тепловой ячейки (ЭТЯ) была разработана и использована [3-5] для описания КТП в каналах сложного профиля сечения, включая сборки стержней. Она позволила обнаружить и изучить основные закономерности изменения КТП в зависимости от геометрических соотношений каналов некруглого поперечного сечения.

1. Для детального описания КТП в каналах сложного профиля сечения (включая сборки стержней) недостаточно использовать только концепцию поячеечного подхода, когда за основу принимается разбиение канала (например, пучка) на макроячейки (это понятие используется в поячеечном методе, развиваемом в ИАЭ, НИКИЭТе и др.). Метод не отражает детальных закономерностей.

2. Концепция элементарной тепловой ячейки (ЭТЯ) позволяет утверждать, что нет резкого различия в геометрии сечения трубы и других одиночных каналов. Так сечение кольцевых каналов плавно переходит в сечение трубы при $r_1/r_2=0$ или в плоскую щель при $r_1/r_2=1$, или к форме кольцевого канала с эксцентриситетом. Можно также представить себе плавный переход к геометрии сечения ячейки пучка и других каналов. Эти соображения позволили сформировать геометрические и другие критерии, которые определяют относительные зависимости для КТП в каналах и получить универсальные зависимости для КТП в каналах сложного профиля [3-8].

Анализ накопленных данных по КТП в различных каналах, концепция элементарной тепловой ячейки и разработанная на ее основе модель позволили выявить новые закономерности для КТП в различных каналах в широкой области параметров и выработать метод предсказания КТП в неисследованных областях параметров.

Рассмотрим кризис в гладких вертикальных прямых, равномерно обогреваемых круглых трубах, при восходящем течении воды. Кризис в таких трубах наступает при определенном сочетании указанных ниже определяющих параметров. Зависимость можно выразить следующим соотношением:

$$Q_{cr}=Q(P,G,L,X_{in},d_0). \quad (1)$$

Как видно из соотношения (1), имеется очень много определяющих параметров, чтобы описать достоверно зависимость КТП в трубах. Однако обнаружены две закономерности:

- зависимость от диаметра трубы может быть описана посредством поправочного множителя $F(d_0)$;
- для труб одного диаметра влиянием длины можно пренебречь для не слишком коротких каналов, когда мало турбулизирующее влияние условий входа.

В результате можно использовать следующее соотношение для описания КТП в трубах:

$$Q(d_0)=Q(P,G,X_{лок})F(d_0). \quad (2)$$

Согласно (2), вместо пяти параметров имеем уже четыре параметра, а для трубы одного диаметра - всего три определяющих параметра. Обработка по локальным параметрам позволила существенно упростить задачу описания КТП в трубах. Этот факт был воспринят многими исследователями, хотя другие не признают его

до настоящего времени. Во всех зарубежных кодах используются соотношения, основанные именно на этом положении.

Суть соотношения (2) заключается в том, что КТП в каналах определяется локальными параметрами, но для каналов достаточно длинных, в которых можно пренебречь влиянием турбулизации потока на входе. Описанное выше дало возможность, имея большой массив экспериментальных данных, получить надежные методы обобщения и описания КТП в трубах. Большая часть этих аналитических методов предназначена для предсказания КТП лишь в ограниченном диапазоне параметров. Параллельно с аналитическими подходами развивался метод табличного описания КТП в трубах. В работе [9] представлен итог международных усилий по созданию таблиц численного описания КТП в трубах в предельно широком диапазоне параметров.

Обнаружено, что КТП в различных сложных каналах подчиняется некоторой универсальной закономерности, которую следует считать своеобразным «ядром» описания. Это «ядро»- закономерности для КТП в трубах - зависимость КТП от давления, массовой скорости, выходного паросодержания и диаметра трубы (см. (2)). Наилучшим образом это «ядро» представлено в виде таблицы [9]. Поправка на тепловой диаметр для различных каналов (как показано в работах [6-7]) может быть описана соотношением

$$F(d_o)=F(d_{th})=Q(d_{th})/Q(d_{th}=8)=(d_{th}/d_{th}=8)^{-1/3}, \quad (3)$$

где d_{th} в мм.

Для концентричных кольцевых каналов (ККК) обнаружена важная закономерность: КТП в ККК очень близок к КТП в трубах (при одинаковых значениях теплового диаметра, массовой скорости и давления) при одном условии:

$$X_{\text{ККК}}=X_{\text{тр}} + \nabla X,$$

где ∇X - некоторое, иногда существенное, смещение балансного паросодержания, при котором наступает кризис. Можно записать

$$Q_{\text{ККК}}=Q_{\text{тр}}(P,G,d_{th},X_o), \quad (4)$$

где $X_o=X+\nabla X$. Это странное смещение, не замеченное ранее, не позволяло прежде получить полноценное описание КТП в кольцевых каналах. В работе [6] дано эмпирическое описание для ∇X и некоторое соображение по возможной причине этого явления. Необходимо подчеркнуть, что данное смещение типично для каналов некруглого поперечного сечения. Для получения относительного описания КТП в сложных каналах необходимо введение поправок не только на величину теплового потока, но и на величину балансного паросодержания.

Эксперименты по исследованию КТП в одиночных каналах сложного сечения показывают, что:

- кризис теплоотдачи наступает в узком месте сечения макроячейки;
- величины КТП зависят от формы сечения, а точнее, определяются, в общем случае, дополнительно тремя параметрами: двумя геометрическими и относительной эффективной теплопроводностью твэла или его модели.

Геометрические факторы следующие: относительная неравномерность охлаждающего слоя ЭТЯ вдоль периметра теплообмена, характеризуемая отношением минимального зазора к среднему; протяженность охлаждающего слоя вдоль периметра сечения. Все факторы определяют КТП в совокупности, т.к. это влияние происходит из-за возникновения тепловой разверки внутри ячейки [6]. Рассмотрим влияние этих факторов подробнее.

Влияние неравномерности зазора Y_o . Чем сильнее этот параметр отличается от 1 в сторону уменьшения, тем ниже величина критического теплового потока.

Это объясняется тем, что образуется ухудшенная ситуация в узкой части сечения: меньшие локальные величины G и большие локальные величины X . Опыты показывают, что это происходит при относительно малых величинах параметра неравномерности Y_0 .

Влияние удлиненности сечения охлаждающего слоя L_0 . Это влияние объясняется тем, что с увеличением отношения периметра к толщине теплового пограничного слоя растёт перегрев в узкой зоне сечения ЭТЯ.

Влияние эффективной теплопроводности твэла на величину КТП в каналах с неравномерным зазором легко поддается пониманию на фоне действия двух предыдущих параметров: чем меньше теплопроводность твэла (или его модели), тем меньше перетечки тепла из узкой зоны, тем больше перегрев теплоносителя в узкой зоне, тем ниже величина КТП.

Низкие значения КТП имеют место при неблагоприятном сочетании указанных параметров: малая теплопроводность твэла, большая неравномерность охлаждающего слоя, большая относительная протяженность сечения ячейки. В работах [5-8] получены количественные соотношения для указанных зависимостей, позволивших описать КТП в эксцентричных кольцевых каналах, в которых имело место соответствующее сочетание параметров. Здесь они не приводятся.

О турбулизирующем влиянии входных устройств. До настоящего места мы условились считать, что входные условия не сказываются на величине КТП. Это не соответствует действительности для коротких каналов с относительной длиной l_{th}/d_{th} менее 100. Это число условно, т.к. с ростом расстояния от входа это влияние спадает по экспоненте. Кроме того, следует предположить, что в различных экспериментах различны и входные устройства. Эту разницу в настоящее время учесть невозможно. Можно лишь пойти на некоторое усреднение внутри данного типа каналов. Для различных каналов полученные количественные соотношения различны:

$$\text{- для труб } F(l_{th}) = \exp[(d_{th}/l_{th}) \exp(2 \alpha_h)] \quad [3], \quad (5)$$

$$\text{- для кольцевых каналов } F(l_{th}) = 1 + 0.4 \exp(-0.02 l_{th}/d_{th}) \quad [13], \quad (6)$$

$$\text{- для пучков } F(l_{th}) = 0.95 + 0.6 \exp(-0.01 \cdot l_{th}/d_{th}) \quad [12] \quad (7)$$

“Эффект пучка”. До сих пор имело место обсуждение различных закономерностей в трубах и других одиночных каналах. Следует предположить, что в ячейках пучков стержней, если бы они были одиночными каналами, эти закономерности должны сохраняться. Но анализ данных по КТП в пучках, как параллельных каналах, показал, что имеется необходимость учитывать некий “эффект пучка” [7,8,10]. Суть его в следующем: в отличие от одиночных каналов описание КТП в пучках нуждается в дополнительной поправочной функции, учитывающей дополнительное изменение основных режимных параметров $F(P,G,X)$. Свойства этой функции следующие:

- изменение величины функции от параметров весьма существенно, чтобы ею пренебрегать (изменяется от 0.2 до 1.2);

- функция допускает весьма простое ее описание в виде полиномов [8,10], которые, в свою очередь, позволяют осуществить их интерполяцию и экстраполяцию на практически необходимые области параметров.

Приведем здесь эти полиномы

$$F(p,g,X) = (a+b \cdot p+c \cdot p^2+d \cdot p^3) \cdot F(X), \quad (8)$$

где

$$a=0.361+0.137 \cdot g-0.01 \cdot g^2;$$

$$b=-1.59-0.5849 \cdot g+0.26 \cdot g^2;$$

$$c = 4.85 + 5.004 \cdot g - 1.367 \cdot g^2;$$

$$d = -2.46 - 5.32 \cdot g + 1.24 \cdot g^2;$$

$$F(X) = 0.7 \text{ для } X < 0 \text{ и } F(X) = 0.7 + 0.5X \text{ для } X \geq 0. \quad (9)$$

При $p < 0,1$ $F(p, g, X) = F(p = 0.1, g, X)$, где $p = P/P_{кр}$, $g = G/1000$.

Таким образом, КТП в сборке стержней можно выразить соотношением:

$$КТП_{пучка}(P, G, d, X) = КТП_{трубы}(P, G, X_0) F(p, g, X) \cdot (d_{th}) \cdot F(l_h). \quad (10)$$

Соотношения для “эффекта пучка” в сочетании с данными для труб и другими поправочными функциями позволили описать эксперименты по КТП для гладких, правильных треугольных пучков. Точность описания вполне приемлема [12].

О таблицах численных значений для КТП в каналах. Описав эмпирическими соотношениями многие основные закономерности для КТП в каналах и пучках стержней в широком диапазоне параметров, грешно было бы не воспользоваться появившимися возможностями для создания таблиц табулированных значений КТП [11, 12]. Такие таблицы были составлены для кольцевых каналов, треугольных, четырехугольных и смешанных пучков. Таблицы имеются в Физико-энергетическом институте. Табличная форма описания КТП позволяет избавиться от основных недостатков аналитического описания КТП: узость параметров, сложность перехода от одних расчетных соотношений к другим, необходимость порой вычислять теплофизические и термодинамические свойства теплоносителя и других. Преимущества табличной методики состоят в следующем: предельно широкие области параметров, плавность изменения величины критического теплового потока по параметрам, наглядность, высокие надежность и точность, удобство использования в расчетах.

Закключение. Выявленные и показанные эмпирические зависимости для КТП в прямых гладких вертикальных каналах позволяют более детально представить круг определяющих параметров, поведение КТП в зависимости от этих параметров, построить таблицы численных значений КТП и предложить методы расчета КТП в таких каналах. Закономерности полезны и для проверки разрабатываемых физических моделей кризиса.

Список литературы

1. Зейгарник Ю.А. Об универсальной модели кризиса кипения недогретой жидкости в каналах // Теплофизика высоких температур. - 1996. - Т.34. - №1. - С.52-56.
2. Ефанов А.Д., Кириллов П.Л., Смогалева И.П., Бобков В.П., Анисимов В.А., Ивашкевич А.А. Тепло-гидравлическая база знаний для решения задач анализа и управления тяжелыми авариями: Сб. трудов конференции “Теплофизика-98”.
3. Бобков В.П., Виноградов В.Н., Зятнина О.А., Козина Н.В. Обобщение данных по критическим тепловым потокам в каналах: Сб. трудов Международной конференции по безопасности ВВЭР. - Обнинск, 1995. - Т.1. - С.143-154.
4. Бобков В.П. Кризис кипения в каналах различного сечения. Модель описания: Препринт ФЭИ-2313. - Обнинск, 1993.
5. Бобков В.П., Зятнина О.А., Козина Н.В., Судницын О.А. Кризис кипения в каналах различного поперечного сечения (Модель и результаты статистического анализа): Препринт ФЭИ - 2314. - Обнинск, 1993.
6. Бобков В.П., Виноградов В.Н., Зятнина О.А., Козина Н.В. Метод оценки кризиса в каналах сложного профиля сечения // Теплоэнергетика. - 1995. - №3. - С. 37-46.
7. Бобков В.П. Особенности кризиса теплообмена в пучках стержней и других сложных каналах // Труды I-ой Российской национальной конференции по теплообмену. - Москва, 1994. - Т.4. - С. 32-37.
8. Bobkov V.P., Kozina N.V., Vinogradov V.N., Zyatnina O.A. New Model for Burnout Prediction in Channels of various Cross Section / Thesis of Report to NURETH-7, 1995. - P. 2539-2552.

9. *Groeneveld D. C., Leung L. K. H., Kirillov P. L., Bobkov V. P. et al* The 1996 look-up table for critical heat flux in tubes // Nuclear Engineering and Design 163 (1996) 1-23.
10. *Бобков В.П., Виноградов В.Н., Зяткина О.А., Козина Н.В.* Относительное описание кризиса кипения в пучках стержней и других сложных каналах // Теплоэнергетика. - 1997. - №5. - С. 2-7.
11. *Бобков В.П., Виноградов В.Н., Кириллов П.Л., Смогалева И.П.* Скелетные таблицы по критическим тепловым потокам в треугольных пучках стержней / Труды конференции NURETH-7, 1997.
12. *Groeneveld D. C., Joaber K., Doefler S., Wong W., Leung L. K. H., Cheng S. C.* The Effect of Fuel Subchannel Geometry on CHF / Thesis of Report to NURETH-5, 1992.
13. *Бобков В.П., Виноградов В.Н., Кириллов П.Л., Смогалева И.П.* Численное описание критического теплового потока в треугольных пучках стержней (Скелетные таблицы, версия 1997 г.) // Теплоэнергетика. - 1999 (в печати).
14. *Бобков В.П., Судницын О.А., Судницына М.О.* Численное и аналитическое описание теплового потока в кольцевых каналах // Атомная энергия. - 1998. - №3. - С. 45-50.

Поступила в редакцию 28.09.99.

НЕКОТОРЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ РЕЖИМОВ РАБОТЫ ТВЭЛА РЕАКТОРА С ИСПАРИТЕЛЬНЫМ ОХЛАЖДЕНИЕМ НА ОДНОСТЕРЖНЕВОЙ ТРЕХКОНТУРНОЙ МОДЕЛИ

В.Н. Богомолов, В.Н. Лопатинский, В.Н. Замиусский, В.М. Рябый
ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



В статье представлены результаты экспериментальных исследований системы теплоотвода твэла реактора испарительного охлаждения с натриевым теплоносителем, выполненные на одностержневой трехконтурной модели каскадного типа. Они по-новому освещают некоторые проблемы создания натриевых реакторных установок с испарительным охлаждением.

ВВЕДЕНИЕ

При испытаниях физических трехконтурных одностержневых моделей, с помощью которых моделировались системы охлаждения твэла реактора с испарительным охлаждением (РИО) [1], проводились экспериментальные исследования динамики теплофизических параметров таких систем с целью изучения работоспособности капиллярно-пористой структуры (КПС) имитатора твэла и узлов раздачи натрия I и II контуров, динамики температур, обусловленной взаимодействием контуров испарительно-конденсационного типа, а также влияния различных переходных процессов на работоспособность системы теплоотвода от твэла РИО.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Для моделирования режимов работы твэла испарительного охлаждения была разработана специальная конструкция твэльной одностержневой модели, состоящая из трех контуров, где 1 и 2- натриевые, а 3 - воздушный (рис.1). Имитатор твэла состоит из стальной (сталь ЭИ847) оболочки $\varnothing 14 \times 0,4$ мм, общей длиной 340 мм, из которых 300 мм являются активной частью твэла. Она представляет собой трубчатый электрический нагреватель, допускающий регулирование мощности в широких пределах. Поверх оболочки находится КПС. Ее внутренний слой состоит из продольных артерий, которые сформированы гофрами нержавеющей сетки №685 саржевого плетения толщиной 0,13 мм при высоте гофр 0,3 мм, и шаге 1 мм. Поверх гофр надета трубка из 2-х слоев гладкой нержавеющей сетки №685 саржевого плетения, изготовленная путем свертывания ее вдоль основы и сварен-

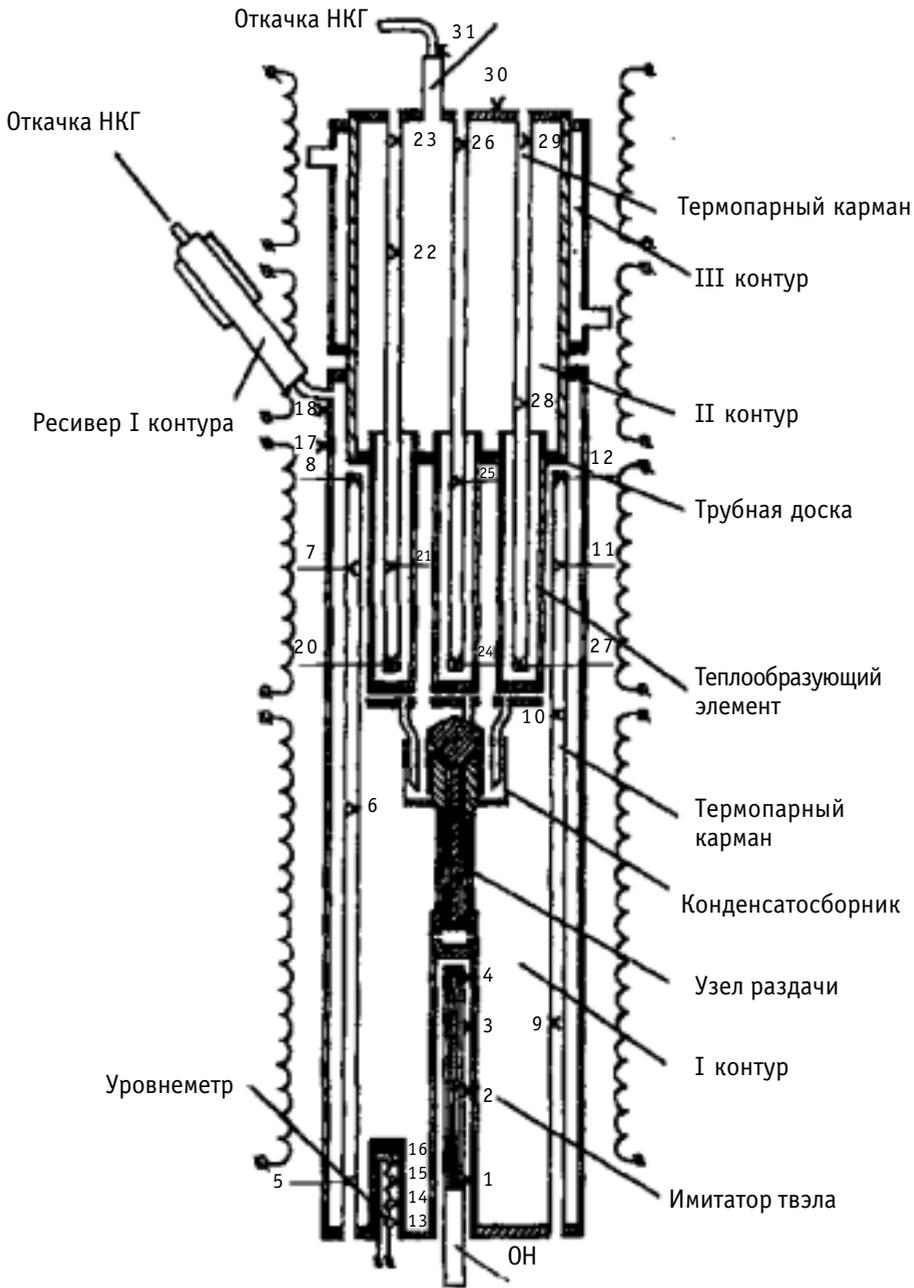


Рис.1. Схема одностержневой трехконтурной модели с размещением термопар и дополнительных нагревателей

ная точечной сваркой. В верхний хвостовик имитатора твэла установлен узел раздачи, осуществляющий подачу натрия в КПС имитатора сверху. Узел раздачи разработан так, чтобы на любых мощностях пропускать только необходимое количество натрия. Работа этого узла основана на совместном действии капиллярных и гравитационных сил.

В таких моделях впервые в практике физического моделирования натриевых контуров испарительно-конденсационного типа была применена пайка для соеди-

нения трубной доски с тремя цилиндрическими теплообменными элементами (испарителями - конденсаторами), предназначенными для передачи тепловой энергии между I и II контурами. Каждый такой теплообменный элемент представляет собой оболочку $\varnothing 14 \times 0,4$ мм из стали ЭИ847 длиной 345 мм. Внутри и снаружи оболочка выложена КПС, имеющую такую же структуру, как и КПС имитатора твэла. Подача натрия в испарительную зону каждого теплообменного элемента осуществлялась отдельным переливным узлом, устройство и принцип работы которого такой же, как и узла раздачи имитатора твэла. Цифрами на рис.1 обозначены номера термопар по месту их установки. Термопары №№ 13, 14, 15 и 16 относятся к термопарному уровнемеру [2].

Натрий I контура, конденсируясь на наружной поверхности цилиндрических теплообменных элементов (рис.1), стекает по артериям КПС в щелевой коллектор и из него по сливным трубкам в конденсатосборник узла раздачи, откуда необходимое его количество через верхний узел раздачи поступает в КПС имитатора твэла сверху. Избыток натрия в верхнем коллекторе сливается в нижний коллектор модели и поступает в КПС имитатора твэла снизу.

При изготовлении моделей повторно использовались узлы и детали от предшествующих образцов (в том числе полностью II контур) после тщательной отмывки от натрия. Это позволило за короткий срок изготовить и всесторонне исследовать 5 образцов моделей, каждая из которых являлась модификацией своей предшественницы.

Все модели испытывались и доказали свою работоспособность в очень жестких условиях. Так, последняя модель испытывалась в основном на мощности основного нагревателя (ОН) имитатора твэла более 3 кВт (плотность теплового потока на оболочке имитатора твэла $q=227.5$ кВт/м²) и проработала в разных, в основном переходных режимах на такой мощности несколько десятков часов без видимого ухудшения своих эксплуатационных характеристик. Максимальное значение мощности ОН, на котором модель устойчиво работала, но имела при этом признаки, предшествующие режиму с частичным осушением КПС, достигало 4.1 кВт ($q=310.9$ кВт/м²). На такую мощность в данной серии экспериментов выходили несколько раз на время до 30 мин. Максимальная мощность, на которую кратковременно (до 10 мин.) выходили модели данного типа составляла ~4.7 кВт.

Экспериментальные исследования показали, что КПС имитатора твэла позволяет проводить практически безопасный запуск модели из «холодного» состояния. При этом температура исходного состояния модели роли не играет, но средний темп увеличения мощности ОН ограничивается в начальный момент, предшествующий запуску модели, опасностью осушения КПС имитатора твэла. В исследуемых моделях среднее значение для ОН при запуске не должно было превышать ~1.75 Вт/с, это же значение скорости изменения мощности ОН признано допустимым в переходных режимах и после запуска модели. Допустимое разовое ступенчатое изменение мощности ОН после запуска модели зависит от исходного режима работы модели и колеблется от ~150 Вт в низкотемпературных режимах (600°C и ниже) и до ~600 Вт в высокотемпературных (700°C и выше). Эксперименты данной серии показали, что КПС имитатора твэла данной конструкции надежно выполняет функции теплоотвода от его оболочки при мощности ОН до ~3.5 кВт в стационарных и переходных режимах работы модели. В то же время в некоторых переходных режимах появляются условия для частичного, либо полного осушения КПС. Некоторые из этих явлений требуют дополнительного изучения.

Температурный напор между контурами испарительно-конденсационного типа при нормальных режимах работы модели невелик, по расчетам он не превышает

10°C, а в экспериментах не более 3°C. Однако корректно измерить его без применения микротермопар довольно сложно из-за неопределенности, которую дает эффект локального адиабатного разогрева, возникающий при торможении парового потока на поверхности теплообменных элементов со стороны I контура. Паровой поток имеет в этой зоне скорости, близкие к звуковым [3].

Существенную роль в моделях такой конструкции играет присутствие неконденсирующихся газов (НКГ) в рабочем объеме I контура [4,5]. Только присутствием НКГ можно объяснить наличие перепадов температур в ~ 400°C и более, наблюдаемых при запуске модели, реализующихся на одном уровне по высоте. Это демонстрирует динамика температур в зоне парогазового фронта (ПГФ) I контура модели при ее запусках (см. перепады показаний у ТП-7 и ТП-11, а также ТП-8 и ТП-12, находящиеся на одном уровне по высоте, на рис.2).

Отмечено, что максимальное значение перекосов температур в зоне ПГФ наблюдаются в момент запуска II контура модели (резкое падение температур в зоне размещения ТП-7 и ТП-11 при $\tau=1400$ с). Продолжительность существования подобных перекосов температур величиной ~100°C и более составляет десятки минут, а меньшие их значения (20 - 30°C) могут существовать часами в определенных режимах работы. Избавиться от таких нежелательных явлений можно путем откачки НКГ из рабочего объема контура модели, либо путем сбора НКГ в специальный объем. Внедрение этого метода помогло избавиться от огромных температурных перекосов при запусках модели и при стационарной ее работе. В ряде экспериментов было отмечено, что в период запуска модели температура теплообменных элементов II контура может существенно влиять на формирование ПГФ в зоне конденсации I контура.

Экспериментально обнаружено, что при запуске модели из некоторых исходных состояний, в частности, с предварительным разогревом НКГ II контура дополнительными нагревателями, происходит временная потеря работоспособности системы раздачи натрия по теплообменным элементам со стороны II контура. Следствием этого становится заброс НКГ во внутренние объемы теплообменных элементов, большие градиенты температуры по их высоте, и связанные с этим трудности запуска II контура. Эта аномалия, в частности, сопровождается также большой нестабильностью температур в теплообменных элементах по их высоте со стороны II контура, стохастичностью температурного режима модели и пр.

В случае, если II контур работает нестабильно, то это сказывается на поступлении натрия в верхний коллектор I контура, поэтому при изменении режимов работы модели в некоторых случаях возникает реальная угроза осушения верхней части имитатора твэла (зона размещения ТП-4, рис.1). Избыток НКГ в I контуре приводит к аналогичной ситуации.

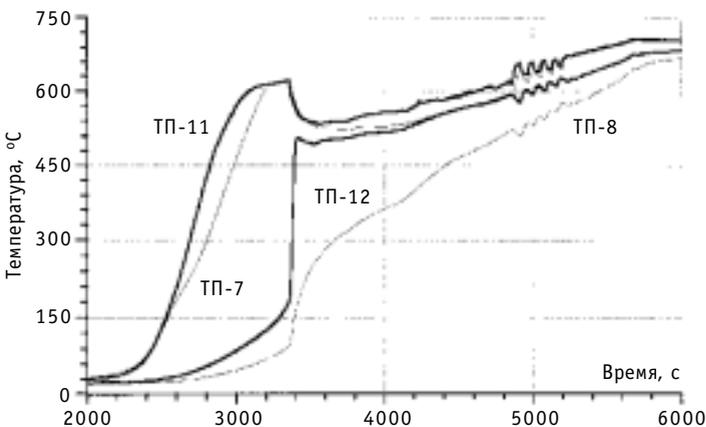


Рис. 2. Динамика температур в зоне ПГФ 1-го контура при запуске модели из "холодного" состояния (эксперимент mk1106)

В ходе этой и предшествующих серий экспериментов замечено, что усложнение конструкции зоны конденсации I контура способствует зависанию конденсата натрия в кольцевом зазоре, а также в межтрубном пространстве теплообменных элементов. Это приводит к общему дефициту натрия в модели и проявляется частичным осушением верхней части КПС имитатора твэла. Зависанию натрия способствует высокая скорость пара и малое количество НКГ в рабочем объеме I контура. Интерпретация подобных режимов невозможна без дополнительной информации, получаемой от термомпарного уровнемера, информативность которого заметно повышается при усложнении конструкции моделей [2].

В этой серии экспериментов было подтверждено высказанное ранее предположение о возможности реализации в двух и более связанных контурах испарительно-конденсационного типа режима с автоколебаниями температур в них, были определены условия, при которых возникает режим автоколебаний и найдены способы выхода из этих режимов. На рис.3 представлена динамика температур в некоторых зонах модели при ее запуске, вводе в режим автоколебаний и выводе из него, зарегистрированная в эксперименте tk1112, и график изменения мощности ОН. Абсолютно необходимым условием для режима автоколебаний является относительно низкое значение температуры паров натрия ($\sim 560^\circ\text{C}$), наличие определенных количеств НКГ в контурах и соответствующих специфических условий для течения паров рабочего тела II контура в объеме модели. Амплитуда колебаний температур на оболочке имитатора твэла сравнительно невелика - до 8°C , в зоне ПГФ достигает величины $\sim 80^\circ\text{C}$ и $\sim 50^\circ\text{C}$ в нижней точке теплообменных элементов со стороны II контура, период колебаний везде одинаков и составляет $\sim 240\text{c}$. Если режим работы модели не менять, то автоколебания, как показали эксперименты, могут продолжаться бесконечно долго. Причиной возникновения автоколебаний является периодическое запираение цилиндрических теплообменных элементов со стороны второго контура по звуковому пределу.

Одной из задач данной серии экспериментов являлось проведение ресурсных испытаний модели на предельных уровнях мощности ОН. При успешном оконча-

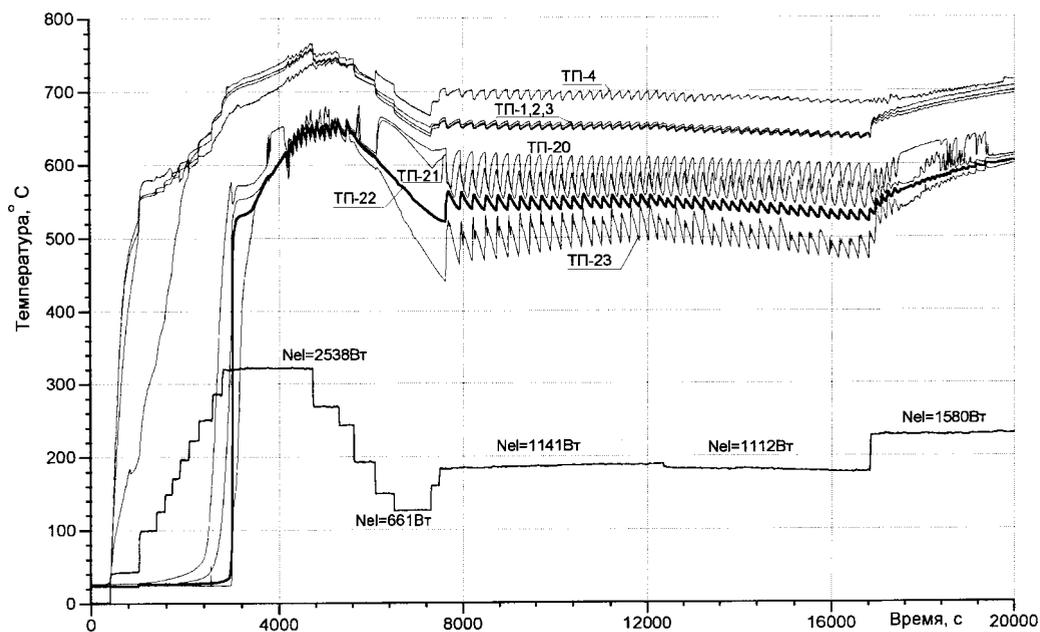


Рис.3. Динамики температур при запуске модели с выходом в режим автоколебаний (эксперимент tk1112)

нии ресурсных испытаний, продолжительность которых была назначена в 100 ч., предполагалось провести металлографический анализ материалов КПС и оболочки имитатора твэла. Испытания проводились на мощности ОН ~3,6 кВт, продолжительность непрерывной работы на этом уровне составила 12,5ч. После этого совершенно неожиданно произошел прожог оболочки имитатора твэла. Тщательный анализ записей параметров показал, что за последние несколько минут до прожога никаких существенных изменений параметров не было. Вероятнее всего причиной прожога явился дефицит натрия в нижнем коллекторе I контура вследствие его зависания на внутренних элементах модели (исследования в последующей серии показали на возможность появления такой аномалии), но не исключено, что причиной прожога мог быть изначальный дефект твэльной трубки. Этот эксперимент наглядно показал опасность осушений КПС имитатора твэла при работе модели на мощности более 3,5 кВт. Скорость изменения температуры в этом случае достигла очень больших значений. Так, в зоне размещения ТП-1 она равнялась ~60°С/с, а в зоне размещения термомпары ТП-4 почти 200°С/с.

ВЫВОДЫ

Настоящая серия экспериментов на трехконтурной твэльной одностержневой модели показала, что задача отвода тепла от твэла путем испарения натрия с его поверхности с передачей тепла II контуру испарительно-конденсационного типа несколько усложняется, т.к. появляются некоторые специфические вопросы взаимодействия контуров. Однако эти вопросы решаются, а основные проблемы теплоотвода в РИО сводятся, по-прежнему, к вопросам абсолютно надежной подпитки КПС твэла натрием во всех допустимых режимах работы установки. С этим тесно смыкаются вопросы диагностирования предаварийных и аварийных режимов, которые состоят из задач выявления ситуаций с частичным осушением КПС твэла на ранней стадии их появления, как это стало возможным по генерации ультразвуковых волн в период, предшествующий звуковому запираению [6]. Эксперименты показали, что много полезной диагностической информации приносят данные, полученные от встроенного в нижний коллектор I контура термомпарного уровнемера. Было бы полезно иметь такой уровнемер также в коллекторе II контура.

Список литературы

1. Громов Б.ф., Григорьев О.Г., Логинов Н.И., Лиончук М.П. и др. Реакторные установки с испарительным охлаждением активной зоны: Доклад / Конференция Ядерного общества России. - Москва, 1996.
2. Богомолов В.Н., Замиусский В.Н., Лопатинский В.Н. Применение термомпарного уровнемера для изучения уровня динамики натрия в нижнем коллекторе высокотемпературных тепловых труб в режиме с осушением капиллярно-пористой структуры испарителя // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 1998. - №2. - С.36 - 44.
3. Богомолов В.Н., Замиусский В.Н., Шутов П.С., Шутов С.С. Опыт экспериментального изучения вибрации внутренних элементов высокотемпературных тепловых труб под действием потока паров натрия. // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 1996. - №4. - С.56 - 63.
4. Тернер, Миллс, Дэни. Влияние неконденсирующегося газа на ламинарную пленочную конденсацию жидких металлов. / Труды американского общества инженеров-механиков. Теплопередача. - 1973. - Т.3. - С. 23-29.
5. Рохани, Дянь. Стационарный тепло- и массообмен в парогазовой области тепловой трубы, заполненной неконденсирующимся газом (двумерное приближение) / Труды американского общества инженеров-механиков. Теплопередача. - 1973. - Т.3. - С. 47-56.
6. Богомолов В.Н., Морозов С.А., Шпорта Ю.А. Возможности применения эффекта генерации ультразвуковых волн в тепловых трубах для идентификации аномальных режимов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 1994. - №4-5. - С.36 - 41.

Поступила в редакцию 7.09.99.



УДК 546.718:621.039.7:539.174

РУТЕНИЙ КАК ПРОДУКТ ТРАНСМУТАЦИИ ^{99}Tc : СТЕПЕНЬ ОЧИСТКИ, НЕОБХОДИМАЯ ДЛЯ ПРИМЕНЕНИЯ*

А.А. Козарь, В.Ф. Перетрухин*Институт физической химии РАН, г. Москва*

Рассмотрен процесс получения платинового металла рутения путем трансмутации ^{99}Tc . На основе анализа паразитного захвата нейтронов в мишенях показано, что облучение должно производиться до выгорания 50 или 95%, после чего необходимы два-четыре цикла радиохимической очистки рутения с суммарным фактором разделения $10^4 - 10^8$ для различных областей дальнейшего использования. Показано, что относительные потери ^{99}Tc в окружающей среде определяются первым циклом очистки рутения и должны составлять около 0.5% при ограничении суммарных потерь величиной 1%.

ВВЕДЕНИЕ

В отработавшем топливе атомных электростанций всего мира к 2010 г. накопится около 250 т долгоживущего ^{99}Tc [1,2], особенности поведения которого в ядерном топливном цикле и окружающей среде не позволяют рассчитывать на легкое решение проблемы его надежной изоляции путем захоронения. Технеций обладает высокими миграционными способностями как в атмосфере, куда он может попадать в виде летучего оксида Tc_2O_7 при остекловании отходов [3,4], так и в природных водах, поскольку основная химическая форма нахождения ^{99}Tc в воде пертехнетат-анион TcO_4^- слабо гидратируется и обладает крайне низкими сорбционными способностями по отношению к наиболее распространенным минералам, грунтам и почвам, не содержащим Fe(II) и других восстановителей [5,6]. Такое поведение технеция в сочетании со значительными факторами переноса из почвы в растения [7] позволяет считать его одним из наиболее проблемных компонентов радиоактивных отходов.

Отмеченные свойства ^{99}Tc являются веским аргументом для разработки радикального способа его обезвреживания – трансмутации, продукт которой платиноид рутений, имеющий высокую цену около \$30 за грамм [8], используется в основном в электронной и электротехнической промышленности. Содержание рутения в земной коре оценивается на уровне $\sim 10^{-7}$ % массы [9], разведанные мировые запасы невелики – всего 3100 т [10], а объем продаж составляет около 8 т/год и близок к скорости на-

© А.А. Козарь, В.Ф. Перетрухин, 1999

* Доклад на X Международной конференции Ядерного общества России (Обнинск, 28 июня-2 июля 1999 г.)


ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

копления ^{99}Tc в отработавшем топливе атомных электростанций [11,12], что, впрочем, является совершенно случайным совпадением. В связи с быстрым развитием соответствующих отраслей как наработка ^{99}Tc , так и масштабы использования рутения имеют тенденцию к росту, поэтому вряд ли стоит опасаться перенасыщения рынка рутения и падения цен на него. Этим определяется необходимость разработки методов извлечения из продуктов трансмутации ^{99}Tc достаточно чистого рутения с целью его дальнейшего широкого использования.

СОДЕРЖАНИЕ ^{99}Tc В Ru, ДОПУСКАЕМОЕ РАДИАЦИОННЫМИ НОРМАМИ

Сфера применения любого металла после переработки не ограничена при остаточной удельной активности по β -нуклидам менее 10^{-7} Ки/кг, если же эта величина лежит в диапазоне от 10^{-7} Ки/кг до $5 \cdot 10^{-7}$ Ки/кг, металл может быть использован только в атомной промышленности и ядерной энергетике [13].

Соответствующие этим случаям граничные концентрации ^{99}Tc составляют $5.88 \cdot 10^{-6}$ г/кг Ru и $2.94 \cdot 10^{-5}$ г/кг Ru. Вследствие загрязнения мишеней ^{99}Tc актиноидами дополнительный вклад в β -активность Ru могут вносить образующиеся при облучении мишеней продукты деления, большинство из которых, однако, отделяются от рутения заметно легче технеция, а их общее весовое содержание в облученном материале будет на много порядков меньше концентрации ^{99}Tc . Проблема же ^{106}Ru , а также остатков других короткоживущих осколков решается путем выдержки мишеней в течение 1 – 10 лет [12].

Так как Ru часто используется в концентрациях до 10% в составе других материалов, например, для придания твердости платине и палладию, то для этой области применения требования к его чистоте могут быть снижены на порядок и более, если производство товарного материала будет осуществляться на предприятиях атомной промышленности.

Кроме того, ограниченное применение Ru в ядерной области, по-видимому, возможно уже в том случае, когда его поверхностная β -активность будет ниже допустимых норм для поверхности рабочих помещений и оборудования в атомной промышленности (2000β -частиц/($\text{см}^2 \cdot \text{мин}$)). Проведенные измерения β -активности сплавов Ru с ^{99}Tc с концентрацией последнего 80, 50 и 20% на образцах с толщиной много больше пробега β -частиц показали, что выход β -частиц с поверхности зависит от содержания ^{99}Tc практически линейно – ожидаемый факт, связанный с близостью зарядов и атомных масс данных элементов, а также плотностей соответствующих металлов. Этим была подтверждена обоснованность сделанной ранее на базе такого предположения оценки допустимого для рассматриваемого случая остаточного содержания ^{99}Tc на уровне не более 10^{-2} г/кг Ru [11,12].

РАСЧЕТ СОДЕРЖАНИЯ ^{99}Tc В Ru В ПРОЦЕССАХ ИХ РАЗДЕЛЕНИЯ

Начальной очисткой Ru от ^{99}Tc является само нейтронное облучение, поскольку при выгорании q относительное содержание ^{99}Tc в Ru уменьшается до $(q^{-1}-1)$. Дальнейшее разделение ^{99}Tc и Ru может осуществляться многими способами, преимущественно радиохимическими. Определяя для i -того способа (но не цикла) разделения коэффициент очистки k_i как отношение весового содержания ^{99}Tc в Ru до и после процесса, в результате нескольких методов очистки, каждый из которых применяется j_i раз, получим концентрацию ^{99}Tc в целевом материале:



$$C_{Tc} = (q^{-1}-1)/K, \quad (1)$$

где $K = \prod_i (k_i)^{j_i}$ – полный коэффициент послереакторной очистки.

ВЫГОРАНИЕ ^{99}Tc

Числитель в выражении (1) довольно сильно зависит от выгорания, поэтому выбор его оптимального значения заметно влияет на определение необходимой величины полного фактора очистки (рис.1) и может основываться, в частности, на оценке затрат нейтронов на трансмутацию ^{99}Tc .

Одним из критериев при оптимизации выгорания мишени следует считать приемлемость соотношения между паразитными реакциями захвата нейтронов ядрами $^{100-102}Ru$ и полезной реакцией захвата нейтронов ядром ^{99}Tc , которое в задачах о наработке нуклидов обычно рассматривается отдельно для тепловых и резонансных нейтронов [14]. Однако в связи с необходимостью экономии нейтронов при полномасштабной реализации концепции трансмутации, в данном случае более обоснованно вести расчет по всему спектру:

$$\delta = \left[\sum_i (\sigma_i^{Ru} + \gamma I_i^{Ru}) c_i^{Ru} \right] / \left[(\sigma^{Tc} + \gamma I^{Tc}) C_{Tc} \right],$$

где σ_i^{Ru} , I_i^{Ru} , c_i^{Ru} – сечение захвата тепловых нейтронов, резонансный интеграл и относительное содержание в мишени для ядер Ru i-го вида, соответственно, σ^{Tc} , I^{Tc} , C_{Tc} – аналогичные параметры для ^{99}Tc , γ – жесткость нейтронного спектра. В энергетических тепловых и слабрезонансных реакторах, таких как РБМК, ВВЭР-400, ВВЭР-1000, жесткость спектра лежит в пределах 0.1–0.5 [14]. С учетом более высокой величины резонансного интеграла (340 барн) по сравнению с сечением захвата тепловых нейтронов ядром ^{99}Tc (20 барн) и соответствующего уменьшения жесткости спектра в мишени нижняя граница интервала возможных значений γ , усредненных по ее объему и выгоранию, может быть установлена на уровне 0.05.

Несмотря на широту рассматриваемого диапазона изменения величины γ , при выгораниях точечной мишени до 90% соотношение между паразитными и полезными реакциями $\delta = \delta(q, \gamma)$ слабо зависит от жесткости спектра, которая на рис.2 рассматривается в качестве параметра. Это означает, что и в различных точках объемной мишени относительные по-

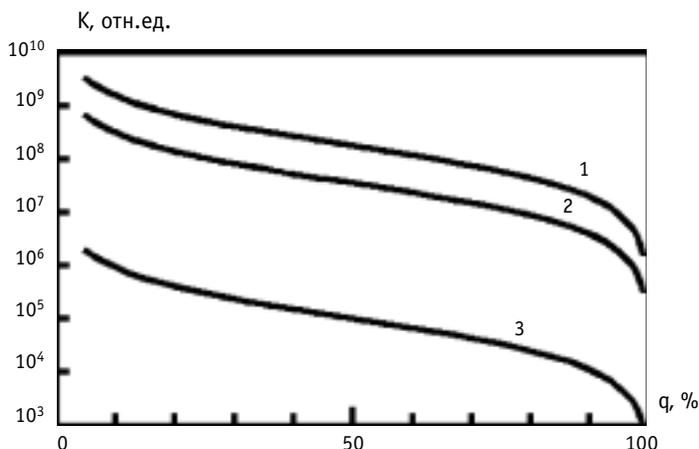


Рис.1. Необходимая величина коэффициента послереакторной очистки в зависимости от выгорания ^{99}Tc для случаев использования рутения: 1 – без ограничений; 2 – в атомной промышленности; 3 – по принципу ограничения поверхностной β -активности нормами для оборудования в атомной промышленности

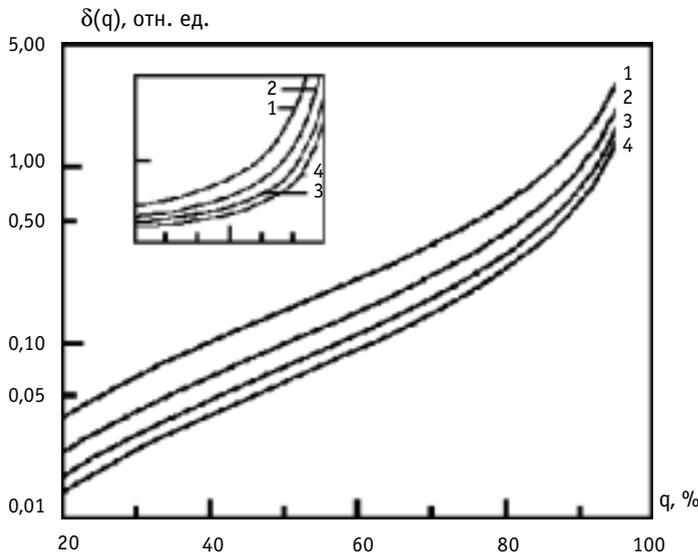


Рис.2. Зависимость отношения паразитных реакций захвата нейтронов к полезной от выгорания ^{99}Tc в спектре с жесткостью: 1 – 0.05; 2 – 0.15; 3 – 0.3; 4 – 0.5

тери нейтронов близки. Точки перегиба графиков функции $\lg \delta(q)$ или, что то же самое, построенных в полулогарифмическом масштабе графиков $\delta(q)$, для жесткости спектра $\gamma=0.05-0.5$ найдены в интервале выгораний 48.9 – 49.8%. При дальнейшем облучении рост функции паразитного захвата $\delta(q)$ становится быстрее экспоненциального, что может служить основанием для остановки трансмутации в районе значений выгорания ^{99}Tc около 50% с последующим выделением Ru и регенерацией мишени.

В пользу такого планирования кампании облучения свидетельствует и тот факт, что полезное потребление нейтронов, будучи пропорциональным концентрации технеция в мишени, уменьшается в два раза после достижения выгорания около 50%, а освобождающаяся часть нейтронов расходуется на реакции захвата регулирующей системой и продуктами трансмутации.

Область более высоких выгораний может представлять интерес при организации кампании с непрерывной дозагрузкой свежего ^{99}Tc , т. е. когда части составной мишени, возможно, как вариант, даже жидкой, представляющей собой раствор или расплав солей [15-17], по мере их выгорания перемещаются в районы с более высоким потоком. Тогда нейтроны, не поглощенные в имеющей высокое выгорание части мишени, будут использованы в частях с низким выгоранием.

В указанном случае облучения составной мишени заслуживает внимания область выгораний свыше 90%, где более полную картину поведения $\delta(q)$ дает построение кривых в линейном масштабе. В отсутствие каких-либо характерных точек выбор оптимального значения выгорания может базироваться на исследовании кривизны графиков функции $\delta(q)$, вычисляемой как $(d^2\delta/dq^2)/[1+(d\delta/dq)^2]^{3/2}$. Быстрое возрастание кривизны означает резкое увеличение скорости роста функции паразитного захвата. Для рассматриваемого отрезка жесткости спектра $\gamma=0.05-0.5$ точки наибольшего ускорения, максимальной скорости роста и сами максимумы кривизны соответствующих графиков лежат в интервале выгораний $q=93-98\%$. Поэтому в качестве примерного ориентира для выгрузки выгоревшей части твердой мишени или достижения выхода из реактора фронтом жидкой следует принять значение $q \approx 95\%$.

Требования высокого выгорания ^{99}Tc диктуются не только задачей снижения фактора очистки рутения, но и возможностью уменьшения числа циклов облучения q^{-1} , достаточного для сжигания начальной загрузки, а также необходимых производствен-



ных мощностей по радиохимической переработке облученных мишеней [12]. В то же время расчеты сжигания ^{99}Tc показали неэффективность решения данной проблемы в различных типах энергетических реакторов – при загрузках 2.5–4 т ^{99}Tc и скорости его трансмутации 100–140 кг/год периоды полусжигания составили бы 15–25 лет [18]. При длительности кампании 3 года это соответствует выгоранию 10–15% и требует для сжигания начальной загрузки $q^{-1}=7-10$ циклов облучения, а также создания в мировой радиохимической промышленности мощностей по рециклированию более 50 т ^{99}Tc в год [12]. Результаты экспериментов по примерно полугодовому облучению технециевых цилиндров диаметром 6 мм на исследовательском реакторе в Петтене (Нидерланды) также не слишком обнадеживают – полученное выгорание ^{99}Tc составило всего около 6% [19]. Тем не менее ошибочно было бы считать, что трансмутация ^{99}Tc возможна лишь при создании специализированных реакторов или ускорителей с очень высоким уровнем плотности потока тепловых нейтронов. Действительно, в проектах по совместному сжиганию актиноидов и продуктов деления, включая ^{99}Tc , предполагалось использовать потоки, близкие к $10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ [15-17,20,21], однако эти требования были обусловлены возможностью более быстрого по сравнению с ростом потока увеличения скорости трансмутации актиноидов, в основном преобладающего среди них ^{237}Np [16,22,23]. В этом случае автоматически удовлетворялись и условия чрезвычайно эффективного сжигания ^{99}Tc , а также ^{129}I , так что соответствующие трансмутационные устройства являлись бы поистине универсальными, обеспечивающими утилизацию всего спектра радионуклидов – кандидатов на сжигание. Однако уничтожение собственно ^{99}Tc не требует столь высоких нейтронных потоков, получение которых на самом деле является сложнейшей технической задачей.

Для ускорения трансмутации ^{99}Tc более важным является не столько повышение плотности потока нейтронов, сколько формирование благоприятного спектра с высоким относительным содержанием нейтронов с энергией основных резонансов ^{99}Tc , находящихся в районе 2 – 20 эВ. Так, для одновременного достижения равных выгораний точечных мишеней ^{99}Tc при облучении в спектрах с жесткостью 0.5 и 0.05 требуемые уровни общего потока отличаются примерно в 5 раз. Мишень ^{99}Tc с характерным размером 5 мм выгорит наполовину за стандартное время проведения кампании 3 года в спектре с типичной для энергетических тепловых реакторов жесткостью 0.3 при плотности нейтронного потока около $3 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ [12], создание которой в достаточно большом объеме вполне реально. Именно поэтому возможность наработки товарного рутения путем трансмутации ^{99}Tc заслуживает серьезного внимания.

ВЫБОР СПОСОБОВ РАЗДЕЛЕНИЯ ^{99}Tc И Ru

Разделение ^{99}Tc и Ru ранее изучалось в связи с необходимостью выделения ^{99}Tc из состава радиоактивных отходов, а полученные факторы очистки ^{99}Tc от Ru для различных методов находились в диапазоне $2 \cdot 10^3 - 10^5$ [24]. Однако в указанном случае решалась задача, несколько отличающаяся от рассматриваемой, а информация по разделению весовых количеств этих элементов практически отсутствует. Можно лишь заметить, что коэффициенты очистки обычно зависят от взаимной концентрации разделяемых материалов с тенденцией к уменьшению при снижении содержания отделяемой примеси, а их ожидаемые для весовых количеств технеция и рутения значения лежат в пределах $10^2 - 10^4$. При этом, как правило, затраты на опера-



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

цию растут быстрее увеличения величины фактора очистки.

С учетом оптимизации значений выгорания технеция, полный коэффициент послереакторной очистки K должен составлять $1.7 \cdot 10^8$ для $q=50\%$ и менее $1.9 \cdot 10^7$ для $q>90\%$ ($K=9 \cdot 10^6$ для $q \approx 95\%$) в случае использования Ru без ограничений, уменьшаясь в 5 раз при применении материала в атомной отрасли (рис.1). Следовательно, для получения товарного рутения необходимы два-четыре цикла его очистки от ^{99}Tc , и из нескольких способов разделения можно составить довольно много удовлетворяющих поставленным условиям комбинаций, отличающихся не только набором методов, но и последовательностью их применения.

Для применения рутения в ядерной энергетике по принципу ограничения поверхностной β -активности металла необходимая степень чистоты может быть достигнута после одного-двух циклов разделения его с ^{99}Tc с полными факторами очистки $K \approx 10^5$ при выгорании $q=50\%$ и $K \approx 5 \cdot 10^3$ при $q=95\%$.

Очевидно, что полный фактор послереакторной очистки K изменяется дискретным образом и может принимать лишь определенный ряд значений. Поскольку получение материала с чистотой, заметно превышающей необходимый уровень, экономически нецелесообразно, плавную регулировку величины S_{Tc} с целью подгонки ее к заданному значению можно осуществлять, варьируя числитель соотношения (1), т.е. выгорание мишени.

Следует также отметить, что высокая чистота целевого продукта не может быть достигнута в случае непрерывной организации процесса переработки облученных мишеней – его начальная и заключительная (аффинаж) стадии должны проводиться в отдельных помещениях с существенно различным уровнем требований по нормам допустимого загрязнения радионуклидами.

ОЧИСТКА Ru ОТ МНОГОКОМПОНЕНТНЫХ СПЛАВОВ

При высоких выгораниях мишеней заметной становится наработка короткоживущего ^{103}Ru , распадающегося в родий, незначительная часть которого успеваеет перейти за время кампании в палладий. Относительное содержание указанных примесей после годичной выдержки мишеней зависит от жесткости нейтронного спектра при облучении: для $\gamma=0.05$ при выгораниях 50 и 95% оно, соответственно, составит $\sim 10^{-5}$ и $\sim 2 \cdot 10^{-3}$, уменьшаясь примерно в 5 раз для $\gamma=0.5$.

Сами возникающие в процессе трансмутации и при дальнейшей выдержке мишеней изотопы родия и палладия являются короткоживущими или стабильными и напрямую не влияют на радиохимическую чистоту рутения. Однако, будучи соседями по Периодической таблице с Tc и Ru и имея близкие с ними химические свойства, Rh и Pd могут связывать основные продукты трансмутации за счет образования тройных сплавов Tc-Ru-Rh и Tc-Ru-Pd, главным образом первого из них из-за значительно более высокого содержания Rh по сравнению с Pd. Возникновение более сложных сплавов типа Tc-Ru-Rh-Pd вряд ли может быть достаточно заметным вследствие низких концентраций Rh и Pd. По-видимому, при разработке технологий очистки Ru можно также не учитывать образование многокомпонентных сплавов с участием осколков деления, поскольку химическое сродство большинства из них с продуктами трансмутации мало, а начальное загрязнение мишеней актиноидами задается низким, на уровне $\sim 10^{-10}$ г/г ^{99}Tc [12].

Концентрация образующихся при высоких выгораниях примесей родия и палладия превосходит допустимое остаточное содержание ^{99}Tc в Ru. Поэтому, если веро-



ятность образования указанных тройных сплавов будет заметной, то количество связанного в этих композициях ^{99}Tc может быть выше приемлемого уровня. Вследствие того, что платиноиды Rh и Pd по физико-химическим характеристикам ближе к Ru, чем к Tc, в разделяющихся потоках продуктов трансмутации тройные сплавы будут в основном сопутствовать рутению. В случае полного вхождения образовавшихся Rh и Pd в состав рассматриваемых химических соединений необходимые факторы очистки Ru от них в зависимости от выгорания и условий облучения должны составлять $10^2 - 10^5$. Учитывая слабую растворимость рутения и его многокомпонентных сплавов в кислотах, можно ожидать, что разделение Ru и связанного в этих соединениях ^{99}Tc станет отдельной довольно сложной проблемой и потребует введения в цикл очистки дополнительных специально ориентированных на эту задачу стадий.

ДОПУСТИМЫЕ ПОТЕРИ ^{99}Tc ПРИ РЕЦИКЛИРОВАНИИ МИШЕНИ

Цели трансмутации радиоактивных отходов до сих пор окончательно не сформулированы – учет всех значимых факторов является непростой проблемой и приводит к существенному разбросу подходов к этому вопросу. В качестве ориентира можно рассматривать простейший критерий снижения “индекса токсичности” при попадании отходов в организм человека с питьевой водой в $10^2 - 10^3$ раз, предложенный для оценки результатов трансмутации актиноидов [25]. Надо отметить, что непосредственно после сжигания актиноидов такой уровень уменьшения их опасности практически недостижим, поэтому данный критерий может применяться только с учетом отдаленных последствий хранения продуктов трансмутации. В отличие от актиноидов, для которых уже сама трактовка поставленной задачи представляет определенную сложность, в случае ^{99}Tc смысл указанной цели совершенно ясен: без учета возрастания радиационной нагрузки на персонал и оборудование перерабатывающих производств общие требования к схеме облучения и рециклирования мишеней сводятся к ограничению безвозвратных потерь ^{99}Tc в окружающей среде на уровне 0.1 – 1% его массы. С другой стороны, коэффициент качества α -излучения, испускаемого актиноидами, в 20 раз превосходит коэффициент качества β -частиц, источником которых является ^{99}Tc . Поэтому стремление к тысячекратному уменьшению присутствия этого нуклида в биосфере можно считать мерой, не вполне адекватной угрозе от него – достаточно ограничиться рассмотрением верхнего из указанных пределов потерь ^{99}Tc .

Если в i -том цикле очистки рутения относительные потери ^{99}Tc будут составлять w_i , то согласно определению коэффициентов очистки k_i суммарные относительные потери за один цикл регенерации мишени будут иметь вид:

$$w = \left[w_1 + w_2/k_1 + w_3/(k_1 \cdot k_2) + \dots + w_i / \left\{ \prod_{m=1}^{i-1} (k_m) \right\} + \dots \right].$$

Поскольку здесь i – номер цикла, а не способа разделения, то возможным является случай, когда $k_{i+1} = k_i$. Очевидно также, что полного соответствия между потерями и коэффициентом разделения может не быть, т.к. даже в случае многократного применения одного метода очистки рутения с практически неизменным коэффициентом разделения относительные потери ^{99}Tc будут иметь тенденцию к росту при снижении его концентрации. Однако, учитывая, что по порядку величины $k_i > 10^2$ и $w_i < 10^{-2}$, с погрешностью около 10^{-2} % можно считать, что $w = w_1$, т. е. суммарные потери за один цикл регенерации мишени определяются потерями первого цикла послереакторной

ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

очистки рутения. Отсюда следует, что во избежание высоких потерь технеция в виде летучего оксида Tc_2O_7 первый из применяемых в разделении Ru и ^{99}Tc способов не должен основываться на различной летучести соединений этих элементов.

Если при выделении ^{99}Tc из отработавшего топлива его относительные потери равны w_0 , то в трансмутационной части ядерного топливного цикла за счет рециклирования мишеней они составят:

$$W = w(1 - w_0)(1 - q) / [1 - (1 - q)(1 - w)]. \quad (2)$$

Полные потери трансмутируемого радионуклида в замкнутом топливном цикле:

$$W_{\Sigma} = W + w_0 = [qw_0 + w(1 - q)] / [1 - (1 - q)(1 - w)] = 1 - q(1 - w_0) / [1 - (1 - q)(1 - w)]. \quad (3)$$

Снижение потерь при выделении ^{99}Tc из смеси различных химических элементов, какими являются радиоактивные отходы, сложнее задачи их уменьшения в методах разделения двух элементов – Ru и ^{99}Tc , поэтому вероятно, что $w_0 > w$, и имеет место соотношение $w_0 = kw$, где $k > 1$ – кратность уменьшения потерь при переходе в трансмутационную ветвь топливного цикла. При исследовании сжигания актиноидов обычно рассматривают случай $w_0 = w$ ($k=1$), поскольку отработавшее топливо и облученные мишени схожи по составу, и задачи выделения этой фракции сравнимы по сложности. Тогда выражения (2) и (3) переходят в формулы $W = w / \{[(1 - q)(1 - w)^{-1}] - 1\}$ и $W_{\Sigma} = w / [1 - (1 - q)(1 - w)]$ соответственно [23,26].

Величина W фактически есть характеристика первого из способов очистки рутения от технеция, однако стремление к ее уменьшению за счет снижения значения $w_1 \approx w$ имеет смысл только до тех пор, пока W и w_0 не сравняются по порядку величины. Следовательно, проблема получения искусственного рутения связана не только с разработкой экологически чистых способов его разделения с технецием, но и с созданием такой же безопасной для окружающей среды технологии выделения ^{99}Tc из отработавшего топлива. В настоящее время не существует промышленных решений, необходимых для радиохимического обеспечения трансмутации ^{99}Tc – опыт его выделения из состава радиоактивных отходов носит эпизодический характер, а разделение весовых количеств технеция и рутения практически отсутствует. Поэтому актуальной является оценка допустимых относительных потерь ^{99}Tc – как ориентир для разработки соответствующих технических требований.

Поскольку $w < 1\%$, выражение (3) можно записать как $W_{\Sigma} = w(q^{-1} + k - 1)$, откуда $w = W_{\Sigma} / (q^{-1} + k - 1)$. Кроме рекомендованных выше величин выгорания 50 и 95%, интерес представляют максимальное расчетное для случая трансмутации ^{99}Tc в энергетических реакторах значение $q = 15\%$ [18] и значение $q = 30\%$, которое могло бы быть

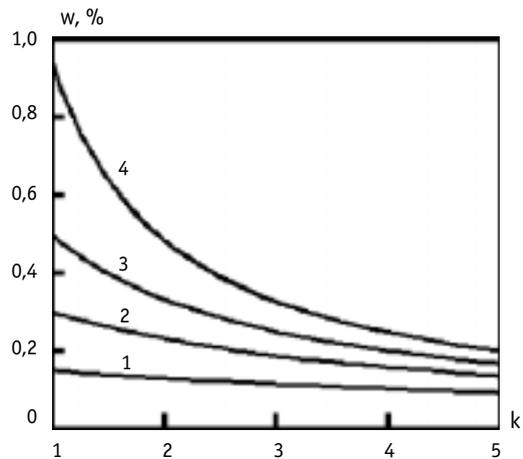


Рис.3. Зависимость допустимых безвозвратных потерь ^{99}Tc за один цикл регенерации мишени w от отношения к ним потерь ^{99}Tc при извлечении из отработавшего топлива $k = w_0/w$ в случае ограничения суммарных потерь W_{Σ} величиной 1% для выгораний: 1 – 0.15; 2 – 0.3; 3 – 0.5; 4 – 0.95



достигнуто на реакторе в Петтене при продлении кампании облучения ^{99}Tc до трех лет [19]. Вполне разрешимой можно считать задачу снижения потерь ^{99}Tc при очистке рутения до величин $w=0.3 - 0.5\%$, поэтому при ограничениях $W_{\Sigma}<1\%$ и $k=w_0/w>1$ область выгораний $q<30\%$ из рассмотрения исключается, и для практически реальной ситуации $k=2-5$ поставленные условия могут удовлетворяться при выгораниях от 50% (рис.3).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Таким образом, необходимые для получения товарного рутения путем трансмутации ^{99}Tc характеристики облучательных устройств и технологий по разделению этих элементов не требуют для своего достижения каких-либо революционных прорывов в атомной науке и технике, так что осуществление подобной схемы следует рассматривать как перспективу ближайшего будущего. При замыкании ядерного топливного цикла и реализации полномасштабного сжигания ^{99}Tc рыночная цена всего получаемого рутения составила бы сегодня около \$200 млн./год. Хотя требующиеся для создания трансмутационных устройств вложения примерно на порядок выше [16], срок окупаемости подобных проектов за счет продаж рутения можно оценить как не столь уж отдаленный. Следует также учесть, что перевод уже наработанного к настоящему времени ^{99}Tc в рутений мог бы дать около \$7 млрд. С другой стороны, прямое сравнение расходов на производство ядерного и рудного рутения нельзя признать достаточно корректным, поскольку само обезвреживание ^{99}Tc является вынужденным и практически не имеющим альтернативы. Поэтому затрачиваемые на него средства должны быть включены в стоимость производимой на атомных электростанциях энергии как требующиеся для обеспечения экологической безопасности отрасли. В этом случае фактической стоимостью получения ядерного рутения следует считать затраты на создание производств по его очистке. Поскольку рудный рутений даже после многоступенчатой очистки содержит примеси сопутствующих металлов, в основном меди и никеля, следует ожидать, что ядерный рутений по ряду параметров будет заметно чище рудного, а новый способ производства этого платиноида станет конкурентноспособным. Кроме того, учитывая ограниченность мировых запасов рутения в рудах и неизбежность повышения его стоимости при будущем освоении все менее доступных и менее богатых месторождений, трансмутация ^{99}Tc может стать практически неисчерпаемым источником ценного платинового металла, позволяющим сократить его природную добычу.

Список литературы

1. *Kusters H., Kienzier B., Kolarik Z. e. a.* The nuclear fuel cycle for transmutation: critical review. Proceedings of International Conference on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems "GLOBAL-95" (September 11-14, 1995. Versailles, France). - 1995. -V. 1.-P.1076-1083.
2. *Поплавский В.М., Матвеев В.И., Работнов Н.С.* Замыкание ядерного топливного цикла: баланс актиноидов и безопасность//Атомная энергия.-1996.- Т.81.- Вып.2.-С.123-128.
3. *Cains P.W., Yewer K.C., Waring S.* Volatilization of Ruthenium, Caesium and Technetium from Nitrate Systems in Nuclear Fuel Processing and Waste Solidification//Radiochimica Acta.-1992.-V. 56.-P. 99-104.
4. *Демин А.В., Федорова М.И., Матюнин Ю.И.* Локализация элементов платиновой группы и технеция при отверждении жидких высокоактивных отходов//Атомная энергия.-1996.-Т.80.- Вып.3.-С.179-183.



5. *Hoshikawa T., Sasahira A., Fukasawa T., et. al.* Volatilization of Technetium from Reprocessing Solutions//Journal of Nuclear Science and Technology.-1996.-V.33-№9-Р. 728-730.
6. *Кумата М., Вандерграф Т.Т.* Экспериментальное изучение миграции технеция в глубинных геологических условиях//Радиохимия.-1997.-Т.39.-Вып.4.-С.313-315.
7. *Янагисава К., Мурамацу И.* Перенос технеция из почвы в растения// Радиохимия.-1997.-Т.39.-Вып.4.-С.316-320.
8. Handbook of Chemistry and Physics/*Editor D. R. Lide.* -CRC Press, 1996.
9. *Эмсли Дж.* Элементы (пер. с англ.)-М.:Мир, 1993.-256 с.
10. *Ренард Э.В., Величко А.В.* Труднорастворимые остатки и осадки водно-экстракционной технологии регенерации отработавшего топлива АЭС (ПУРЕКС-процесс) как стратегический источник техногенных (осколочных) благородных металлов//Атомная техника за рубежом.-1993.-№9.-С.3-9.
11. *Козарь А.А., Перетрухин В.Ф.* Возможность получения искусственного рутения из продуктов трансмутации ^{99}Tc //Атомная энергия.-1996.-Т.80.-Вып.4.-С.274-279.
12. *Козарь А.А., Перетрухин В.Ф.* Трансмутация ^{99}Tc как новый источник стабильного рутения./Радиохимия.-1997.-Т.39.-Вып.4.-С.294-299.
13. *Ильин Л.А., Кириллов В.Ф., Коренков И.П.* Радиационная безопасность и защита: Справочник.-М.: Медицина, 1996.-336 с.
14. *Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Рудик А.П.* Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах.-М.: Энергоатомиздат, 1989.-575 с.
15. *Благоволин П.П., Казарицкий В.Д., Киселев Г.В. и др.* Трансмутация долгоживущих радиоактивных отходов ядерной энергетики//Атомная энергия.- 1991.-Т. 70.-Вып. 6.-С. 380-386.
16. *Сивинцев Ю.В.* Трансмутация радиоактивных отходов с помощью ускорителей//Атомная техника за рубежом.-1992.-№2.-С.3-9.
17. *Бергельсон Б.Р., Балюк С.А.* Концепция двухцелевой электроядерной установки//Атомная энергия.- 1996.-Т. 80.-Вып. 3.-С. 162-167.
18. *Kloosterman J.L., Li J.M.* Transmutation of Tc-99 in fission reactors/ 3rd International Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. (December 12-14, 1994. Cadarache, France). 1994. -12 p.
19. *Konings R.J.M., Franken W.M.P., Conrad R.P. et. al.* Transmutation of technetium and iodine – irradiation tests in the frame of the EFTTRA cooperation// Nuclear Technology.-1997.-V.117.-P.293-298.
20. *Skalberg M., Liljezin J.-O.* Partitioning and transmutation: the state of the art//Nucl. Eng. Intern.-1993.-V. 38.-№ 463.-P. 30-33.
21. *Baudin G., Prunier C., Salvatores M.* Le programme ACTINEX//Revue Generale Nucleaire.-1992.-№5.-P. 408-413.
22. *Никифоров А.С., Захаров М.А., Козарь А.А.* Перспективы трансмутационного обезвреживания ^{237}Np и ^{241}Am при облучении их тепловыми нейтронами внутри пористых иммобилизаторов//Атомная энергия.- 1991.-Т. 70.-Вып. 3.-С. 188-191.
23. *Козарь А.А.* Повышение экологической безопасности отходов после облучения актиноидов тепловыми нейтронами//Атомная энергия.-1993.-Т. 75.- Вып. 3.-С. 188-194.
24. *Лаврухина А.К., Поздняков А.А.* Аналитическая химия технеция, прометия, астатина и франция.-М.: Наука, 1966.-308 с.
25. *McKay A.* Destroying Actinides in Nuclear Reactors//Nuclear Engineering International.-1978.-V.23.-№ 266.-P.40-43.
26. *Козарь А.А.* Некоторые радиохимические особенности способов трансмутации малых актиноидов/Вторая Российская конференция по радиохимии (Дмитровград, 27-31 октября 1997): Тезисы докладов. - 1997. - С. 114-115.

Поступила в редакцию 30.08.99.

УДК 621..039.574

АНАЛИЗ ПРОЦЕССА ВЫХОДА НА РАВНОВЕСНЫЙ РЕЖИМ ТРАНСМУТАЦИИ ^{135}Cs *

В.А. Апсэ*, А.Н. Шмелев*, Г.Г. Куликов*, М. Саито, В.В. Артисюк****

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

** *Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology*



Рассматривается процесс выхода на режим равновесной трансмутации долгоживущего радионуклида ^{135}Cs в рамках двух альтернативных подходов, а, именно, с выделением ^{135}Cs из смеси изотопов элементного цезия - продукта деления и без изотопного разделения. Предлагается использовать длительность переходного периода в качестве одного из критериев целесообразности разработки и промышленного освоения технологий трансмутации радиоактивных отходов. Показано, что временная задержка с разворачиванием системы трансмутаторов ^{135}Cs может заметно сократить длительность переходного периода.

Элементный цезий, входящий в состав продуктов деления, образующихся при работе энергетических ядерных реакторов, включает изотопы, существенно различающиеся по длительности распада: стабильный ^{133}Cs , короткоживущий ^{134}Cs ($T_{1/2} = 2.06$ года), долгоживущий ^{135}Cs ($T_{1/2} = 2.3 \cdot 10^6$ лет) и среднеживущий ^{137}Cs ($T_{1/2} = 30$ лет). По расчетным оценкам, отработанное топливо типичного легководного реактора, выгоревшее до 33 ГВт·сут/т и выдержанное в течение 10 лет, содержит в продуктах деления примерно 72 кг элементного цезия в расчете на ГВт(э)·год со следующим изотопным составом $^{133}\text{Cs}/^{134}\text{Cs}/^{135}\text{Cs}/^{137}\text{Cs} = 0.442/0.003/0.139/0.416$.

В долговременном аспекте радиологическая опасность изотопов цезия связана только с ^{135}Cs , т.к. радионуклиды ^{134}Cs и ^{137}Cs распадаются значительно быстрее. При хранении в течение 1000 лет содержание ^{137}Cs уменьшается на 10 порядков, ^{134}Cs практически исчезает, а содержание ^{135}Cs остается в сущности неизменным. Поэтому, можно сказать, что в долговременном аспекте проблема трансмутации цезия сводится к проблеме трансмутации долгоживущего радионуклида ^{135}Cs либо после его изотопного выделения, либо без применения потенциально опасных технологий изотопного разделения радиоактивных материалов. В последнем случае трансмутация ^{135}Cs осуществляется в присутствии других изотопов цезия, которые могут играть роль паразитных поглотителей нейтронов и источников подпитки ^{135}Cs через нейтронные реакции.

Уравнения выгорания элементного цезия в системе, состоящей из ядерных реакторов, в которых изотопы цезия образуются как продукты деления, и ядерных уста-

© В.А. Апсэ, А.Н. Шмелев, Г.Г. Куликов, М. Саито, В.В. Артисюк, 1999

*Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства общего и профессионального образования РФ в рамках гранта по фундаментальным исследованиям в области ядерной техники и физики пучков ионизирующих излучений.

новок - трансмутаторов, в которых изотопы цезия уничтожаются в нейтронных реакциях, могут быть записаны следующим образом:

$$\begin{aligned} dG_{133}/dt &= Y_{133} \cdot N_f - \lambda_{133} \cdot G_{133}; \\ dG_{134}/dt &= Y_{134} \cdot N_f + \lambda_{133} \cdot G_{133} - \lambda_{134} \cdot G_{134}; \\ dG_{135}/dt &= Y_{135} \cdot N_f + \lambda'_{134} \cdot G_{134} - \lambda_{135} \cdot G_{135}; \\ dG_{137}/dt &= Y_{137} \cdot N_f - \lambda_{137} \cdot G_{137}; \\ \lambda_i &\equiv \sigma^i_{n,\gamma} \cdot \varphi + \lambda^i_{\beta}; \lambda'_i \equiv \sigma^i_{n,\gamma} \cdot \varphi; \end{aligned}$$

где G_i - количество i -го изотопа цезия; Y_i - изотопный состав элементного цезия в отработанном топливе; N_f - скорость накопления элементного цезия в ядерных реакторах с учетом выдержки отработанного топлива, кг/(ГВт(э)·год); $\sigma^i_{n,\gamma}$ - микросечение (n,γ) -реакции i -го изотопа цезия; φ - плотность потока нейтронов в трансмутаторе; λ^i_{β} - постоянная β -распада i -го изотопа цезия.

Для решений этих уравнений $G_i(t)$ характерен асимптотический выход на равновесные уровни $G_{i,eq}$, при которых скорость образования изотопов цезия в ядерных реакторах уравновешивается скоростью их уничтожения в трансмутаторах. Равновесные массы изотопов определяются приравниванием нулю левой части уравнений:

$$\begin{aligned} G_{133,eq} &= N_f \cdot Y_{133} / \lambda_{133}; \\ G_{134,eq} &= N_f \cdot (Y_{133} + Y_{134}) / \lambda_{134}; \\ G_{135,eq} &= N_f \cdot [Y_{135} + (Y_{133} + Y_{134}) \cdot \lambda'_{134} / \lambda_{134}] / \lambda_{135}; \\ G_{137,eq} &= N_f \cdot Y_{137} / \lambda_{137}. \end{aligned}$$

Длительность переходного периода (ДПП) до выхода на равновесный режим представляется важной характеристикой используемой технологии трансмутации. По существу, именно эта характеристика определяет целесообразность разработки и реализации технологии в настоящее время. Действительно, только после выхода на равновесие прекращается накопление соответствующих радионуклидов в ядерной энергетической системе. И, если ДПП для трансмутационной технологии составляет сотни или даже тысячи лет, то представляется разумным отложить разработку и развертывание этой технологии в промышленном масштабе на сопоставимый по длительности временной интервал, поскольку эти усилия потребуют значительных денежных и трудовых затрат.

Важность ДПП можно продемонстрировать на примере трансмутации изотопно-выделенного долгоживущего радионуклида ^{135}Cs . Решение уравнения выгорания для этого изотопа может быть записано в следующем виде:

$$G_{135}(t) = G_{135,eq} + [G_{135}(t_0) - G_{135,eq}] \cdot \exp(-\lambda_{135} \cdot (t - t_0)), \quad (1)$$

где $G_{135,eq} = N_f \cdot Y_{135} / \lambda_{135}$; $G_{135}(t_0)$ - количество ^{135}Cs , накопленное в системе ядерных реакторов к моменту начала трансмутации t_0 .

До трансмутации изотоп ^{135}Cs накапливается в продуктах деления практически линейно из-за очень длительного периода полураспада, т.е. $G_{135}(t_0) \approx N_f \cdot Y_{135} \cdot t_0$. Из сопоставления выражения для $G_{135,eq}$ с выражением для $G_{135}(t_0)$ следует, что равновесное количество ^{135}Cs будет накоплено в продуктах деления ядерных реакторов к моменту $t_{0,eq} = 1/\lambda_{135}$.

В других обозначениях уравнение (1) можно записать так:

$$G_{135}(t) = N_f \cdot Y_{135} \cdot [t_{0,eq} + (t_0 - t_{0,eq}) \cdot \exp(-\lambda_{135} \cdot (t - t_0))].$$

Если трансмутация будет начата в момент $t_0 = t_{0,eq}$, то $G_{135}(t) = G_{135,eq}$ при $t \geq t_{0,eq}$, т.е. равновесный режим наступит сразу же после начала трансмутации, и ДПП будет

равна времени предшествовавшего функционирования ядерной энергетической системы $t_{0,eq}$. Если трансмутация начата раньше или позже $t_{0,eq}$, то, строго говоря, выход на равновесие осуществится асимптотически, т.е. через бесконечно большой промежуток времени. Определим ДПП в этом случае как промежуток времени $T_{0,1}$, после которого количество ^{135}Cs войдет в 10%-окрестность около равновесного значения. Анализируя решение уравнения выгорания ^{135}Cs , можно показать, что

$$T_{0,1} = t_0 \text{ при } |t_0/t_{0,eq} - 1| \leq 0.1;$$

$$T_{0,1} = t_0 + t_{0,eq} \cdot \ln(10 \cdot |t_0/t_{0,eq} - 1|) \text{ при } |t_0/t_{0,eq} - 1| \geq 0.1.$$

Оценим ДПП для случая раннего начала трансмутации ^{135}Cs ($t_0 = 0$) в различных ядерных установках, используя опубликованные данные по их параметрам.

1. Легководный реактор [1].

$\sigma_{n,\gamma}(^{135}\text{Cs}) = 1.3$ барн; $\phi = 10^{14}$ н/(см²·сек).

Тогда $\lambda_{135} = 4.1 \cdot 10^{-3}$ 1/год; $t_{0,eq} \approx 240$ лет; $T_{0,1} \approx 560$ лет.

2. Активная зона быстрого реактора [1].

$\sigma_{n,\gamma}(^{135}\text{Cs}) = 0.07$ барн; $\phi = 10^{15}$ н/(см²·сек).

Тогда $\lambda_{135} = 2.2 \cdot 10^{-3}$ 1/год; $t_{0,eq} \approx 450$ лет; $T_{0,1} \approx 1040$ лет.

3. Бланкет быстрого реактора [2].

Спектр нейтронов смягчен введением в ТВС гидрида циркония $\text{ZrH}_{1.6}$ (25% по объему ТВС). В работе [2] приведена только скорость трансмутации $\lambda_{135} = 1.44 \cdot 10^{-2}$ 1/год, т.е. $t_{0,eq} \approx 70$ лет; $T_{0,1} \approx 160$ лет.

Из этих оценок следует, что трансмутация ^{135}Cs в активных зонах ядерных реакторов в настоящее время вряд ли целесообразна из-за того, что время накопления равновесной загрузки для них составляет сотни лет. Если же начать трансмутацию ^{135}Cs , не дожидаясь накопления равновесной загрузки, то ДПП будет примерно в 2 раза больше. Строительство таких реакторов-трансмутаторов приобретет смысл лишь тогда, когда их ввод установит равновесный режим и прекратит накопление ^{135}Cs , т.е. через сотни лет. Лучший из перечисленных вариантов, бланкет быстрого реактора со смягченным спектром нейтронов потребует еще примерно 30-40 лет для накопления равновесной загрузки ^{135}Cs (с учетом длительности предшествовавшей работы ядерной энергетической). Но, если начать трансмутацию ^{135}Cs в таком бланкете сейчас, то время выхода на равновесный режим отодвинется еще на 120-130 лет.

Итак, ДПП от начала накопления радионуклида в продуктах деления до выхода на равновесную трансмутацию определяет целесообразность капиталовложений в развитие и промышленное освоение соответствующей технологии в настоящий момент. Лишь технология с достаточно короткой ДПП может оцениваться как целесообразный способ трансмутации.

В этом свете трансмутация ^{135}Cs в бланкете термоядерной установки (ТЯУ) типа ITER представляется достаточно перспективной. В работах [3, 4] рассматривалась трансмутация элементного цезия в бланкете ТЯУ типа ITER, моделирующем условия жесткого и мягкого нейтронного спектра. Используя данные, приведенные в этих работах, можно оценить ДПП для трансмутации изотопно-выделенного ^{135}Cs .

1. Бланкет ТЯУ с жестким спектром (бланкет содержит сплав Pb-15%Cs).

$\sigma_{n,\gamma}(^{135}\text{Cs}) = 2.01$ барн; $\phi = 4.46 \cdot 10^{14}$ н/(см²·сек).

Тогда $\lambda_{135} = 2.83 \cdot 10^{-2}$ 1/год; $t_{0,eq} \approx 35$ лет; $T_{0,1} \approx 80$ лет.

2. Бланкет ТЯУ с мягким спектром (центральная часть бланкета, содержащая сплав Pb-15%Cs, окружена бериллием).

$\sigma_{n,\gamma}(^{135}\text{Cs}) = 3.12$ барн; $\phi = 4.76 \cdot 10^{14}$ н/(см²·сек).

Тогда $\lambda_{135} = 4.68 \cdot 10^{-2}$ 1/год; $t_{0,eq} \approx 21$ год; $T_{0,1} \approx 48$ лет.

Из этих оценок можно сделать вывод, что трансмутация ^{135}Cs в ТЯУ типа ITER уже в настоящее время могла бы осуществляться в равновесном режиме.

Теперь рассмотрим с точки зрения ДПП трансмутацию ^{135}Cs без изотопного разделения, т.е. в составе элементного цезия - продукта деления, содержащего, как уже упоминалось, наряду с ^{135}Cs , еще три изотопа: ^{133}Cs , ^{134}Cs и ^{137}Cs .

Радионуклид ^{137}Cs является наиболее трудно трансмутируемым изотопом цезия из-за очень низких сечений захвата нейтронов. Поэтому, при трансмутации ^{135}Cs без изотопного разделения элементного цезия изотоп ^{137}Cs играет роль слабого паразитного поглотителя нейтронов. Основным каналом, приводящим к заметному уменьшению количества ^{137}Cs , является его естественный радиоактивный распад, и $T_{0,1}$ для ^{137}Cs составляет около 100 лет.

Другие изотопы цезия, ^{133}Cs и ^{134}Cs играют роль не только паразитных поглотителей нейтронов, но и, что более важно, роль источников подпитки основного трансмутируемого изотопа ^{135}Cs через цепочку нейтронных реакций $^{133}\text{Cs}(n,\gamma)^{134}\text{Cs}(n,\gamma)^{135}\text{Cs}$. Из-за этой подпитки возрастает равновесное количество ^{135}Cs . К тому же, время накопления этого количества в ядерных реакторах $t_{0,eq}(^{135}\text{Cs})$ в случае элементного цезия уже не является оптимальным моментом начала трансмутации, выводящим ее сразу на равновесный режим по ^{135}Cs . Происходит это потому, что к этому моменту будет накоплено большое количество ^{133}Cs , примерно в 3 раза большее, чем ^{135}Cs , и после начала трансмутации он будет переходить в ^{134}Cs , а затем в ^{135}Cs . Из-за этого количество ^{135}Cs сначала резко возрастет, затем, по мере выгорания ^{133}Cs , пройдет через максимум и асимптотически вернется на равновесный уровень. В результате ДПП существенно увеличится, и нейтроны в течение длительного времени будут непроизводительно расходоваться. Поэтому начинать трансмутацию ^{135}Cs в составе элементного цезия надо несколько раньше, чем $t_{0,eq}(^{135}\text{Cs})$, с тем, чтобы максимум количества ^{135}Cs в ходе трансмутации не превышал равновесного значения, а асимптотически приближался к нему.

На рис.1 приведены временные зависимости количества ^{135}Cs (в расчете на единицу мощности ядерных реакторов, где он образуется) при трансмутации в составе элементного цезия в бланкете ТЯУ типа ITER (вариант мягкого спектра) при раннем начале трансмутации ($t_0 = 0$) и при начале трансмутации через 21 год после начала работы

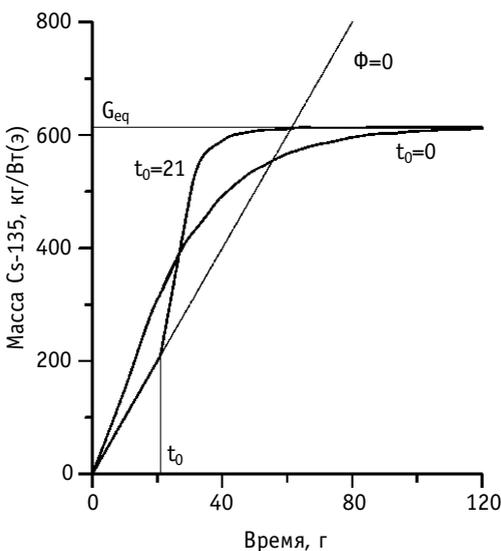


Рис.1. Трансмутация Cs-135 в бланкете ТЯУ типа ITER

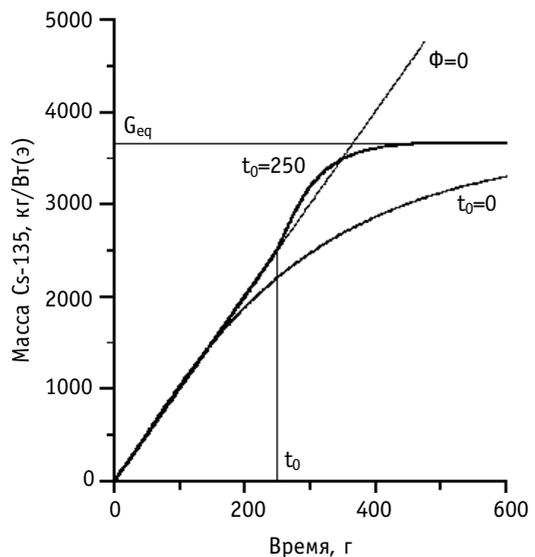


Рис.2. Трансмутация Cs-135 в активной зоне легководного реактора

ядерных реакторов. Видно, что при раннем начале трансмутации $T_{0.1}$ составляет примерно 90 лет, а при $t_0 = 21$ год полная ДПП составляет около 36 лет (15 лет после начала трансмутации), т.е. в 2.5 раза короче.

На рис.2 для сравнения приведены временные зависимости количества ^{135}Cs при его трансмутации в составе элементного цезия в активной зоне легководного реактора при раннем начале трансмутации ($t_0 = 0$) и при начале трансмутации через 250 лет после начала работы ядерных реакторов. Видно, что при раннем начале трансмутации $T_{0.1}$ составляет около 580 лет, а при $t_0 = 250$ лет полная ДПП составляет 310 лет (60 лет после начала трансмутации), т.е. примерно в 2 раза короче. Но и в этом случае ДПП трансмутации в легководном реакторе оказывается примерно на порядок продолжительнее, чем при трансмутации в бланкете ТЯУ типа ITER.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты проведенного исследования позволяют сделать следующие выводы:

1. Длительность переходного периода от начала накопления радионуклидов в ядерных реакторах до выхода на равновесный режим трансмутации является важной характеристикой трансмутационной технологии, определяющей целесообразность ее разработки в настоящее время.

2. Трансмутация ^{135}Cs в составе элементного цезия в ядерных реакторах характеризуется переходным периодом длительностью порядка сотен лет и, поэтому, является нецелесообразной в настоящее время.

3. Трансмутация ^{135}Cs в составе элементного цезия в бланкете термоядерной установки типа ITER характеризуется переходным периодом длительностью порядка 30-40 лет и, с учетом предшествовавшего периода работы ядерной энергетической системы, в принципе могла бы осуществляться в равновесном режиме уже в настоящее время.

Список литературы

1. Salvatores M., Slessarev I.S., Tchistiakov A. The transmutation of long-lived fission products by neutron irradiation// Nuclear Science and Engineering. - 1998. - V. 130. - P. 309-319.
2. Kobayashi K., Kawashima K., Ohashi M., Tohkura A., Saito M., Fujii-e Y. Applicability evaluation to a MOX fueled fast breeder reactor for a self-consistent nuclear energy system// Progress in Nuclear Energy. - 1998. - V. 32. - № 3/4. - P. 681-688.
3. Ансэ В.А., Артисюк В.В., Саито М., Шмелев А.Н. Трансмутация элементного цезия в бланкете термоядерной установки типа ITER. Трансмутация в жестком нейтронном спектре// Известия вузов. Ядерная энергетика. - 1998. - № 5. - Ч.1. - С. 54-60.
4. Ансэ В.А., Артисюк В.В., Саито М., Шмелев А.Н. Трансмутация элементного цезия в бланкете термоядерной установки типа ITER. Трансмутация в смягченном нейтронном спектре// Известия вузов. Ядерная энергетика. - 1998. - № 6. - Ч.2. - С. 36-44.

Поступила в редакцию 28.09.99.



Наука и общество: история советского атомного проекта (40 – 50-е годы): III Международ. симпозиум ИСАП-96: Т.2/Гл. ред. **Е.П.Велихов**. – М.: ИзДАТ, 1999. – 527 с. 2000 экз. (п) ISBN 5-86656-090-9

Калашников А.А. Динамика регулирования турбин. – М.: Энергоатомиздат, 1999. – 328 с. 1000 экз. (о) ISBN 5-283-00156-3

Эффективные поверхности теплообмена/Под ред. **Э.К.Калинина и др.** – М.: Энергоатомиздат, 1998. – 407 с. 550 экз. (п) ISBN 5-283-03593-X

Атомный проект СССР: Документы и материалы: В 3 т. Т. 2. Атомная бомба. 1945-1954: Кн.1/М-во РФ по атом. энергии; Под общ. ред. **Л.Д.Рябева**. – М.: Саратов: Наука, Физматлит, ВНИИ, 1999. – 718 с. 1500 экз. (п) ISBN 5-85165-402-3, ISBN 5-02-015265-X

Пустынский Л.Н. Лабораторный практикум по курсу "Инструментальные средства радиационной безопасности, биологии и экологии". – Обнинск: ИАТЭ, 1999. – 86 с. 200 экз.

Матусевич Е.С., Романцова И.В. Учебное пособие "Физические методы анализа загрязнений окружающей среды". – Обнинск: ИАТЭ, 1999. – 121 с. 200 экз.

Щеглов А.И. Биогеохимия техногенных радионуклидов в лесных экосистемах: По материалам 10-летних исследований в зоне влияния аварии на ЧАЭС. – М.: Наука, 1999. – 268 с. 360 экз.

Любимов А., Киш Д. Введение в экспериментальную физику частиц. – Дубна: ОИЯИ, 1999. – 330 с. 500 экз.

Юлий Борисович Харитон. Путь длиной в век: Сборник воспоминаний/Редакторы-составители: **В.И. Годьданский, А.Ю. Семенов, М.Б. Черненко, Ю.Н.Смирнов**. – М.: Эдиториал УРСС, 1999. – 512 с. 1000 экз.

Иванов В.С., Саркисов А.Ю., Юхачев А.Н. Устройство ЯЭУ с водо-водяными реакторами малой мощности: Учебное пособие. – Обнинск: ИАТЭ, 1999. – 90 с. 500 экз.



УДК 621.039.58.007

ПРИМЕНЕНИЕ КОМПЬЮТЕРНЫХ ОБУЧАЮЩИХ СРЕДСТВ В ГАРМОНИЗАЦИИ МЕЖДУНАРОДНЫХ ТРЕБОВАНИЙ К ПЕРСОНАЛУ, ЭКСПЛУАТАЦИОННОЙ И НОРМАТИВНОЙ ДОКУМЕНТАЦИИ*

В.С. Каекин, В.С. Щербнев, А.Ю. Токов

Ивановский государственный энергетический университет, г. Иваново

Документ INSAG-4 МАГАТЭ принципиально изменил взгляды на пути обеспечения безопасности АЭС. Приоритетная роль отводится формированию культуры безопасности персонала, понимаемому как развитие навыков нацеленного на безопасность мышления, не механического, а осмысленного выполнения требований нормативно-технической (НТД) и эксплуатационной документации (ЭД). В свете этих требований как нормативно-техническая, так и учебно-методическая база российской атомной энергетики в настоящее время претерпевают существенные изменения, обладающие достаточной инерционностью.

Известна проблема перехода на новые Нормы радиационной безопасности НРБ-96, связанная с коренной ломкой привычных понятий и представлений, которая необходима для приведения концепций и управленческих стратегий обеспечения РБ в соответствие с современными международными взглядами на эту проблему, отраженными в публикациях МКРЗ. Данная проблема предусматривает как непосредственную переподготовку специалистов, обеспечивающих радиационную безопасность на предприятиях, так и пересмотр всей нормативно-технической базы, а также ЭД, так или иначе основанной на НРБ. Скорое выполнение второй задачи вряд ли возможно из-за более чем достаточной инертности системы "НТД-человек-НТД следующего уровня-человек-и т.д.-ЭД-оператор АЭС".

Аналогичная цепочка возникает в связи с пересмотром любой НТД в целях ее приведения в соответствие с международными требованиями. Так, ввод в действие Общих положений обеспечения безопасности АЭС ОПБ-88/97 в принципе должен отразиться на содержании остальных Правил и Норм "ПНАЭ", далее на содержании НТД подчиненных уровней, затем ЭД, после чего вызвать те или иные изменения в навыках действий (поведении) оперативного персонала АЭС. При этом изменения в поведении персонала должны быть направлены в сторону повышения культуры безопасности, а не наоборот.

© **В.С. Каекин, В.С. Щербнев, А.Ю. Токов, 1999**

** Доклад на X Международной конференции Ядерного общества России (Обнинск, 28 июня - 2 июля 1999 г.)*



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

Совершенно очевидно, что данная цепочка будет работать бесконечно долго (тем более в российских условиях), если рассчитывать только на то, что эксплуатационный персонал АЭС руководствуется в своей деятельности исключительно ЭД, не обращая при этом к НТД (которая в принципе должна быть изменчивой) или не включая по своей инициативе интеллект.

Достаточно вольный термин “включение интеллекта” означает возникновение определенных вопросов и потребности найти на них ответы. В практике эксплуатации АЭС внутренняя потребность во включении интеллекта у оперативного персонала, как известно, возникает достаточно редко и связана либо с нарушениями работы автоматики, либо с возникновением внутренних или внешних исходных событий, потенциально влекущих за собой аварии либо инциденты. Инициализация же “включения интеллекта” извне (курсы переподготовки, противоаварийные тренировки и др.), к сожалению, не всегда бывает эффективной, поскольку обучаемый, в основном, приобретает механические навыки работы в стандартных (хотя и весьма разнообразных) ситуациях. Ценность этих навыков неоспорима, однако никакая совокупность приобретенных навыков, по-видимому, не может являться истинным критерием уровня культуры безопасности. Вряд ли такой критерий вообще может быть однозначно сформулирован (определения, данные в документах INSAG-4 или ОПБ-88/97, по существу, являются критериями, которые невозможно проверить на практике).

Приняв как постулат наихудший тезис о невозможности на сегодняшний день объективно оценивать уровень культуры безопасности конкретного человека, обязанного обеспечивать безопасность АЭС, приходим к выводу о том, что для развития этой культуры “все средства хороши”, но наиболее хороши те, которые вызывают к себе естественный интерес человека, побуждают желание вступить в диалог и выйти из него победителем.

Десятилетний опыт совместной работы кафедры АЭС ИГЭУ с ВНИИАЭС, УТП Калининской АЭС, Балаковоатомтехэнерго, концерном “Росэнергоатом” и другими организациями в данном направлении позволяет построить следующую иерархию компьютерных обучающих средств:

1. Учебно-контролирующие курсы (УКК), направленные на самообучение и самоконтроль знаний основополагающей нормативно-технической документации безотносительно к специфике конкретного предприятия (реализованы и в данное время находятся в работе УКК по НРБ-96, ОПБ-88/97, ПБЯ, ПБТРВ и др.). Отличительной особенностью УКК является полная база данных по всему НТД, наличие расширенных комментариев, обеспечивающих режим самообучения, и возможность “настройки на должность” в режиме контроля знаний (либо самоконтроля).

2. УКК по НТД подчиненных уровней (руководящая, методическая документация, типовые инструкции), построенные аналогичным образом.

3. УКК по эксплуатационной документации, разработанной для конкретной АЭС (в первую очередь, инструкции по эксплуатации и регламенты опробования систем, важных для безопасности АЭС).

4. Компьютерные имитаторы для повышения квалификации оперативного персонала при проведении профилактических работ по опробованию и испытанию систем, важных для безопасности АЭС (однокомпьютерные противоаварийные тренажеры, предназначенные для проигрывания определенного класса задач).



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

Все классы обучающих средств могут быть использованы в составе учебно-методического обеспечения педагогически нейтральных полномасштабных тренажеров и более того, материал верхних уровней может быть использован системами нижних уровней по контекстным ссылкам, либо в виде комментариев при контроле знаний, в качестве поддержки в обучающем режиме и т.д. Индивидуальная работа с каждой из систем возможна как в целях обучения, так и в целях контроля знаний перед сдачей должностных экзаменов. Наконец, при условии аттестации программных средств возможно их использование в качестве барьера перед сдачей должностных экзаменов комиссии (учитывая возможность настройки на должность и множественность вариантов вопросов-ответов).

Стандартное инструментальное сопровождение, общее для всех перечисленных классов обучающих средств, позволяет легко корректировать материал в случае пересмотра документации, обеспечивая единство методических, нормативных и эксплуатационных требований и не сковывая активность персонала рамками регламента противоаварийных тренировок.

Поступила в редакцию 04.07.99.

ПОДДЕРЖКА МОЛОДЕЖНОГО ДВИЖЕНИЯ В АТОМНОЙ ИНДУСТРИИ КАК ФАКТОРА ЭКОНОМИЧЕСКОЙ СТАБИЛЬНОСТИ И ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ РОССИИ

А. И. Солдатов

Московский государственный инженерно – физический институт (технический университет), г. Москва



В этой статье рассмотрены кадровые проблемы атомной энергетики и промышленности, проанализированы проблемы, связанные с низкой мотивацией молодежи работать в наукоемких отраслях. В работе представлены пути решения “молодежной проблемы” в европейских странах и сформулированы основные направления деятельности и работы с молодежью в Московском инженерно-физическом институте.

Вспомним из старых выступлений на съездах партии широко известное старшему поколению изречение: **“Кадры решают все!!!”**. Состояние в кадровой политике страны таково, что с началом перестройки было сделано все, чтобы молодежь ушла из научных организаций и государственных учреждений, заводов и комбинатов.

Посмотрим с точки зрения молодого человека на эту проблему. Как правило, молодой человек после окончания школы, техникума, предоставлен сам себе и стоит перед выбором: Что же делать? Идти в институт? Посмотрим на родителей. Практически у большинства сверстников из моего окружения родители - достойные люди, которые получили хорошее образование, защитили научные звания. Однако, чем интеллектуальнее выполняемая ими работа, тем меньше зарплата. Мойщик стекол машин получает за день месячную зарплату научного сотрудника НИИ и без задержек выплаты. Стоит ли учиться более 10 лет для того, чтобы попасть сразу в нищету? Наверное, стоит.

Последнее время в печати появляется много статей об “утечке мозгов” из России. Что это за явление? Почему оно происходит? Российская высшая школа оказалась практически лучшей в мире. Если сравнивать технические университеты, то российские студенты, кроме общих знаний получают и специальную теоретическую и практическую подготовку. Учебная нагрузка российского студента в несколько раз выше, чем западного студента. Практически учеба российских студентов происходит в экстремальных условиях. Это выражается в следующем: для того, чтобы быть отличником - надо заниматься около 20 ч каждый день и без выходных.

Что же получается? Шесть лет в институте, три года в аспирантуре, как прави-

ло, год на подготовку диссертации. Итого подготовка классного специалиста занимает около десяти лет. Кто-нибудь считал, сколько это стоит? А жаль!

Пользуясь тяжелым финансовым положением, сворачиванием науки и наукоемких производств, некоторые зарубежные фирмы получают уже подготовленных, высококлассных специалистов, не тратя времени и денег на их подготовку.

Теперь вернемся к нашему студенту и его мотивации хорошо учиться. Большинство студентов, поступая в институт, плохо представляют свое будущее. Где они будут работать? Какие знания им нужны в будущей работе? Где они смогут найти ответы на эти поставленные вопросы? А незнание ответов на эти вопросы сводит мотивацию обучения к нулю. Зачем нужен сопромат, матанализ, философия и другие общеобразовательные предметы? В обиходе у студентов появились выражения: “скинуть матан”, “забить философию”, “свалить с аналитики” и т.д. Дойдя до старших курсов, студент начинает понимать, что без этих предметов не осилить и специальные предметы.

Посмотрим теперь на положение с кадрами в атомной отрасли. Ни для кого не секрет, что Минатом России (ранее Минсредмаш) имел более трех сотен крупных предприятий. Получить распределение на них было очень сложно. Брели только отличников. Им давали жилье, хорошую зарплату, перспективу научного роста и освобождение от службы в армии. Министерство отслеживало их продвижение через советы молодых специалистов. Лучших отмечали и зачисляли в резерв на руководящие должности.

Что же теперь? Свободное распределение, лети куда хочешь. Предприятия и институты не берут на работу. Говорят, что экономический кризис, сокращение, низкие зарплаты, пора закрывать предприятия из-за банкротства.

В докладах аналитиков прослеживаются такие сообщения, что в системе Минатома за год предприятие стареет на два года. Как это может быть? А очень просто. Молодежь уходит в коммерцию. У нее появляются семьи, надо кормить детей, решать жилищные проблемы, т.е. в отрасли сейчас работают люди предпенсионного возраста. В отрасли нет преемственности. Скоро произойдет так, что пенсионеры, уйдя с работы, оставят пустые предприятия. А это не коровники или свечные заводы, это - современные предприятия с очень сложным и дорогостоящим оборудованием, в которые вложен труд целой нации, на которых можно проводить исследования мирового значения, спасая планету от энергетического голода. Забываются передовые и уникальные технологии. Чтобы восстановить утраченные темпы развития науки в России - потребуются десятилетия.

К сожалению, есть и другая проблема — экологическая. Предприятия эти бросить просто нельзя, т.к. это объекты повышенной опасности. К сожалению, утилизация этих предприятий тоже не возможна из-за большой дороговизны. Неработающее предприятие становится более опасным. Необходим персонал для обслуживания его в законсервированном виде.

Что же делать нам, молодым, в этой ситуации? Что делать руководителям этой могучей отрасли?

Прежде чем дать какой-либо ответ на эти вопросы, давайте взглянем на мировой опыт. Во многих европейских странах тоже существует, в той или иной степени, похожая проблема привлечения молодежи в атомную отрасль.

В последнее время в мире атомная отрасль сталкивается с такой ситуацией, когда люди, работающие в ней с момента старта первых ядерных реакторов, начинают отходить от дел. Многие из них успели приобрести богатейший практический опыт разработки, эксплуатации и модернизации ядерных объектов. Сейчас на рабочие места приходит (или **НЕ** приходит!!!) новое поколение, и отрасль долж-

на использовать все возможные способы для передачи накопленных знаний от ветеранов к молодым. Это одна из причин, побудивших г-на Яна Рунемарка, президента шведской корпорации ABB Atom, инициировать проект Young Generation.

Основные цели данного проекта:

- сфокусировать внимание на поддержке молодых специалистов;
- способствовать передаче know-how между поколениями;
- создать условия для привлечения молодежи в отрасль.

Первая конференция в рамках программы Young Generation состоялась в Швеции в 1994 г. при непосредственной поддержке концерна ABB Atom. Делегаты во многом отличались друг от друга, за исключением одного — возраста. Здесь были инженеры, экономисты и многие другие. Темы лекций также широко варьировались, и полный курс в итоге удовлетворил всех: от физиков до юристов.

В сентябре 1994 г. ENS провело европейскую ядерную конференцию и выставку в Лионе под девизом: “Диалог с молодым поколением отрасли”.

С 1994 г. члены шведской программы участвуют в различных семинарах, конференциях и выставках, посвященных атомной тематике. Программа Young Generation в Швеции построена следующим образом:

- старт с двухдневного семинара ABB Atom в ноябре;
- полгода технических туров и групповых обсуждений с опытными коллегами и видными специалистами отрасли;
- участие в конференциях и семинарах, поиск новых партнеров.

Для того, чтобы эффективно использовать шведский опыт, ENS инициировало новую программу ENS Young Generation Network.

Основные цели этой программы:

- способствовать укреплению связей между молодыми специалистами ядерной отрасли разных стран;
- обмен опытом между старшим и молодым поколением разных стран;
- объединение национальных ядерных обществ.

Программы поддержки молодежи в разных странах отличаются друг от друга. В некоторых странах существует программа государственной поддержки молодежи, во многих других основными спонсорами и инициаторами программы служат коммерческие организации ядерной отрасли (эксплуатирующие организации, генерирующие компании, компании, занимающиеся производством и переработкой топлива).

Общее во всех мировых молодежных программах — цели:

- подготовка профессиональной молодежи для работы на предприятиях атомной индустрии;
- помощь молодежи в поиске и выборе интересной работы;
- помощь молодежи в установлении деловых и международных контактов;
- популяризация атомной энергетики среди молодежи;
- сохранение преемственности в отрасли.

Ядерная отрасль России по своей структуре отличается от мировой, да и молодежная проблема в России стоит более остро. Кроме того, Россия имеет уникальную образовательную систему, аналога которой тяжело найти в капиталистических странах. Поэтому при разработке программы действий необходимо, используя мировой опыт, учитывать особенности российской атомной отрасли и образования.

Для того, чтобы действовать, необходимо поставить перед собой конкретные и достижимые цели, а также показать пути и механизмы их достижения. Ясно, что в одиночку эти проблемы не решить. Значит надо создавать молодежные движения или организации.

Создаваемая в МИФИ молодежная организация ставит перед собой следующие цели:

1. Помощь Минатому России, концерну "Росэнергоатом" в формировании кадрового потенциала отрасли.
2. Сохранение преемственности поколений в ядерной отрасли, пропаганда научного достояния России.
3. Развитие и стимулирование творческой активности студентов, аспирантов и молодых ученых, удовлетворение их научных, профессиональных интересов.
4. Выявление и поддержка талантливой молодежи для реализации ее потенциала в ядерной энергетике, промышленности и смежных областях науки (деятельности).
5. Работа с общественностью по популяризации идей современной энергетики, формирование положительного имиджа ядерной отрасли.
6. Эффективное использование кооперации интеллектуальных и производительных сил молодежи.
7. Создание системы информационной поддержки молодых ученых.
8. Активизация международных контактов и сотрудничества для ознакомления студентов, аспирантов и молодых ученых с передовыми достижениями мировой науки и техники и привлечение их к участию в международных проектах.
9. Работа со школьниками по их профессиональной ориентации.

На сегодняшний день для достижения поставленных целей предлагаются следующие пути реализации:

1. Организация и проведение научных конференций, школ-семинаров, олимпиад по актуальным проблемам ядерной отрасли.
2. Содействие в публикации научных трудов и статей в научных изданиях.
3. Организация стажировок и ознакомление молодежи с предприятиями ядерной отрасли России.
4. Организация и курирование зарубежных стажировок студентов, аспирантов и молодых ученых на предприятиях и фирмах, работающих в области ядерных технологий.
5. Организация участия в международных и российских проектах студентов, аспирантов и молодых ученых.
6. Освещение деятельности молодежного ядерного общества и талантливой молодежи через средства массовой информации.
7. Создание базы данных об участниках и направлениях их деятельности на основе мероприятий, проводимых молодежным отделением ядерного общества.
8. Создание информационно-справочной системы о деятельности московского молодежного отделения ядерного общества России через интернет.
9. Сотрудничество с молодежными отделениями ядерного общества других регионов России.
10. Организация встреч молодежи с видными учеными и ветеранами ядерной отрасли.
11. Работа с различными фондами и организациями по поддержке молодежного движения.
12. Работа со школьниками по ознакомлению с предприятиями ядерной отрасли.

* * *

События, произошедшие за последние полгода:

- создание действующей комиссии Минатома России по работе с молодежью;
- решения последних заседаний и конференций Российского ядерного общества по поддержке молодежного движения;

- организация Российским ядерным обществом в октябре 1998 г. поездки российской молодежи для ознакомления с ядерной промышленностью и энергетикой Франции;
- поддержка в проведении конференции “Полярное сияние” вселяет в нас уверенность в завтрашнем дне российской атомной промышленности и энергетике.

Поступила в редакцию 2.10.99.

**Министерство образования РФ
Министерство РФ по атомной энергии
Концерн "Росэнергоатом"
Обнинский институт атомной энергетики
Государственный научный центр РФ "Физико-энергетический институт"
Медицинский радиологический научный центр РАМН
Администрация г.Обнинска**

в рамках Федеральной целевой программы "Государственная поддержка интеграции высшего образования и фундаментальной науки на 1997-2000 гг." проводят

II МЕЖДУНАРОДНЫЙ КОНГРЕСС "ЭНЕРГЕТИКА - 3000" Обнинск, 16-20 октября 2000 г.

В рамках Конгресса организуется работа двух симпозиумов:

Симпозиум "Ядерная энергетика в третьем тысячелетии"

Председатель программного комитета симпозиума - Казанский Юрий Алексеевич, д.ф.-м.н., профессор, академик МАНВШ, ректор ОИАТЭ

Цель симпозиума

Обсудить с широким участием молодежи технические, экономические, экологические, социальные и политические проблемы ядерной энергетике, ее роли в третьем тысячелетии.

Планируется работа по следующим направлениям:

1. Ядерная энергетика в мировом топливно-энергетическом балансе
Ресурсы ядерного топлива.
Экономика ядерной энергетике.
Перспективы и пути развития ядерной энергетике.
2. Безопасность ядерной энергетике
Новые ядерные энергетические установки: физика, теория.
Ядерные топливные циклы.
Обращение с радиоактивными отходами.
Надежность оборудования АЭС.
3. Ядерная энергетика и общество
Подготовка персонала для ядерной энергетике и промышленности.
Соотношение естественных и гуманитарных наук в подготовке персонала.
Международные и региональные проблемы ядерной энергетике.
Международный и национальный контроль за безопасностью ядерной энергетике.
Деятельность ядерных и антиядерных национальных и международных общественных организаций.

Симпозиум “Энергетика биосферы”

Председатель программного комитета симпозиума - Цыб Анатолий Федорович, д.м.н., академик РАМН, директор МРНЦ РАМН

Цель симпозиума

Обсудить с широким участием молодежи медицинские и экологические аспекты воздействия современной энергетики на биосферу.

Планируется работа по следующим направлениям:

1. Радиобиологические и медицинские аспекты применения источников энергии
2. Экологические проблемы современной энергетики
Оценка воздействия широкомасштабной энергетики на окружающую среду.
Возобновляемые источники энергии, экономика.
3. Использование современных технологий в медицине.

Желающие принять участие в Конгрессе должны до 01.06.2000 г. направить в оргкомитет заявку по указанной форме. К заявке следует приложить тезисы предлагаемого Вами доклада объемом не более двух машинописных листов стандартного формата на русском и английском языках, включающие название, имена авторов и их координаты.

Информация оргкомитета о принятии докладов и приглашения для участия в Конгрессе направляются авторам дополнительно до 01.09.2000. Сборник тезисов докладов будет издан к началу Конгресса. По итогам Конгресса планируется издание докладов в журнале серии “Известия вузов. Ядерная энергетика”.

На пленарном заседании планируются выступления ведущих ученых с заказными докладами.

Рабочие языки Конгресса - русский и английский. Синхронный перевод будет обеспечен для участников Конгресса на всех секциях и пленарном заседании.

Планируется посещение Первой АЭС и большая культурная программа.

Расходы участников Конгресса

Оплата проживания в Обнинске:

- гостиница ИАТЭ - 50 руб. в сутки;

- городская гостиница – 100-250 руб. в сутки;

Питание: от 35 руб. в сутки.

Адрес для контактов:

Для писем: *Россия, 249020 г. Обнинск Калужской обл., Студгородок, 1. ИАТЭ.*

Тел: +7-(084-39) 6-53-84, 3-69-31.

Факс: +7-(084-39)-7-08-22, +7-(095) 255-22-25

E-mail: siyfund@obninsk.ru

Internet: www.iate.obninsk.ru

www.obninsk.ru

РЕГИСТРАЦИОННАЯ ФОРМА

Фамилия, имя, отчество

Место учебы, работы

Адрес

Телефон _____ Факс _____ E-mail _____@_____

Тема доклада

Дата “__” _____г.

Подпись

ABSTRACTS OF THE PAPERS**УДК 621.039.566**

Calculation of the Resource Performances of Equipment under Nonlinear Effects of Degradation Processes \ O.M. Gulina, N.L. Sal'nikov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 1999. – 5 pages, 2 illustrations, 1 table. – References, 4 titles.

The method of nonlinear summation of damages for calculation of the resource performances of equipment working under corrosion and the change of modes of operation conditions is developed. Parameter describing the process of degradation of a material under these conditions is introduced, and the equation for estimation of this parameter is obtained. For the solution of the problem the statistics on failures of equipment and the dependence of time before failure from parameters of medium and performances of a material is utilized.

УДК 620.179.16

Ultrasonic Method of Control of Stressed State of a Metal for Technological Channels of RBMK-type Nuclear Reactors on the Basis of Acousto-elasticity Effect \ M.A. Trofimov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 1999. – 6 pages, 2 illustrations, 1 table. – References, 9 titles.

The analysis of theoretical investigations devoted to the acoustic elasticity effect is carried out. Modules of the second and the third order and their quantitative assessments are considered. On the basis of the analysis results the theoretical basing of the control method of stressed state for the metal of technological channels of RBMK-type nuclear reactors is proposed.

УДК 62-762.6: 62-13.621.318

Magnetic End Sealing \ Jan Fidler; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 1999. – 4 pages, 2 illustrations, 1 table. – References, titles.

End sealing of rotated heat installations, such as steam turbines, used both for classical heat power stations and for NPPs are very important from the point of view of providing the tight and reliability of equipment. To secure the sealing between the rotors are usually used the labyrinth noncontact sealings. Besides the classical noncontact and contact sealings tested by long-lived operational experience, the magnetic end sealings with the powder seal have been developed. However, the field of their applicability is restricted. The opportunities of usage this sealings are discussed in the paper.

УДК 620.179.1: 621.039.004.58

Calculation of Optimal Travel Velocity of a Transducer during Nondestructive Control of NPP's Lengthy Objects \ V.V. Chegodaev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 1999. – 3 pages, 1 illustration. – References, 3 titles.

The calculation of optimum velocity based on the main criteria of optimization of travel velocity of a transducer (in particular minimization of the control time and parameters of minimal defects) are given. The basing of the calculation using the V.A. Kotelnikov theorem is given. The expression for evaluation of the maximal travel velocity of the transducer is obtained and the example of calculation is given.

УДК 621.039.526

Optimization of the Characteristics of Inherent Self-Protection of Fast Reactors Cooled Potassium-Heavy Metal Alloys \ A.M. Kuzmin, V.S. Okunev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 1999. – 9 pages, 5 tables. – References, 5 titles.

Some optimal inherent safety characteristics of LMFBRs cores cooled with K-Pb and K-Bi alloys are analysed and presented in this paper. The core concept is based on the BN-800

and Superphenix design concept fuelled with UN-PuN. These results can be useful for the design of new generation of nuclear reactors.

УДК 621.039.514.4

Tests of Digital Reactimeter with 15 Groups of Delayed Neutrons in Experiments on ZPR | Yu.V. Volkov, T.G. Petrosov, D.A. Klinov, V.F. Ukraintsev, Ya.V. Slemenichs, M.Moniri; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 1999. – 10 pages, 5 illustrations, 5 tables. – References, 2 titles.

The mathematical model of the reactimeter for low power heavy water reactor with using of 15 groups of delayed neutrons is described. Realization of this model on the personal computer in the on-line option is also described. Results of the reactimeter testing and improving its operating regimes by using a signals filter and different delayed neutron data sets are presented.

УДК 536.248:532.5:621.039.52

Hydrodynamics and Heat Generation in a Liquid Vertical Eutectic Jet as a Target for the Intense Neutron Source | E.F.Avdeev, S.L.Dorokhovitch; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 1999. – 7 pages, 4 illustrations. – References, 8 titles.

As the target of high-power spallation neutron source the vertical jet of melted lead-bismuth eutectics directed towards to the beam of protons is considered. Locking up vacuum chamber of the accelerator is offered to be realized using the supersonic jet of an inert gas. The computational estimations of gas leakage to the vacuum chamber are given. The analytical solution of a magnetohydrodynamic task and the determination of jet borders using approximation of flow is given. The thermal power of the target, distribution of temperature along the height of the jet and the neutron yield for choosed parameters of protons beam are calculated.

УДК 536.242

On the Basic Regularities of Crisis of Heat Exchange in Water Cooled Channels | V.P. Bobkov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 1999. – 6 pages. – References, 14 titles.

The regularities for critical heat flows in channels cooled with boiling water are discribed. Accent is put on the solution of a problem of influence of various factors on crisis in complex channels. The developed semiempirical model for treating critical heat flows in channels is used. The detected obtained have allowed to receive new approaches to prediction of critical heat fluxes in channels.

УДК: 621. 039. 534.63

Some results of Experimental Studies of Evaporation-cooled Reactor Fuel Rod Operation Modes in Single-rod Three-circuit Model | V.N. Bogomolov, V.N. Lopatinsky, V.N. Zamiusky, V.M. Ryaby; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 1999. – 6 pages, 3 illustrations. – References, 6 titles.

Some results of experimental studies on fuel rod heat removal obtained on physical three-circuit single-rod model which simulated evaporation-cooled reactor cooling system with sodium as a coolant are presented in this work. They give new insight into the problems of designing of sodium reactor installations with evaporation cooling.

УДК 546.718:621.039.7:539.174

Ruthenium as a 99Tc Transmutation Product: Necessary Separation Factor for Use | A.A. Kozar, V.F. Peretroukhin; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 1999. – 10 pages, 3 illustrations. – References, 26 titles.

The process of preparation of stable ruthenium as platinum group metal by 99Tc transmutation is considered. On the basis of the analysis of parasitic capture of neutrons in targets it is shown

that irradiation should be made up to burning out of 50 or 95%, then two-four cycles of radiochemical purification of ruthenium are necessary with the complete separation factor of 104 – 108 for various fields of its further application. It is shown, that the relative ^{99}Tc environmental losses are determined by the first cycle of Ru purification and should be equal to about 0.5% if permissible total losses are 1%.

УДК 621.039.51

Applicability of Accelerator-Driven Systems to Enhancement of MOX-Fuel Proliferation Resistance by Creating a Radiation Barrier \ V.B. Glebov, A.E. Sintsov, A.N. Shmelev, V.A. Apse; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 1999. – 6 pages, 1 illustration. – References, 9 titles.

The results are presented on evaluating the potential capability of an accelerator-driven system (ADS) to enhance proliferation resistance of MOX fuel sub-assemblies for power light-water reactors by short-term irradiation in the ADS blanket. Such an irradiation makes it possible to create inherent radiation barrier against unauthorized diversion and illegal use of plutonium-containing fuel.

УДК 621.039.574

An Analysis of Process of Getting Equilibrium Mode of Transmutation of ^{135}Cs \ V.A. Apse, A.N. Shmelev, G.G. Kulikov, M. Saito, V.V. Artisyuk; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 1999. – 5 pages, 2 illustrations. – References, 4 titles.

The process of getting the mode of equilibrium transmutation of the long-lived radionuclide ^{135}Cs is considered within the framework of two alternate approaches, namely with education ^{135}Cs from the mixture of isotopes of element caesium as the fission product and without radioactivity partitioning. It is offered to utilize duration of the transient period as one of criteria of expediency of development and industrial assimilation of technologies of the transmutation of radioactive wastes. It is shown that the time delay with unfolding of system transmutators of ^{135}Cs can noticeably reduce duration of the transient period.

НАШИ АВТОРЫ

Е.Ф. Авдеев - к.т.н., доцент, зав. кафедрой теплофизики Обнинского института атомной энергетики (ОИАТЭ). Закончил Томский государственный университет в 1960 г. Область научных интересов: гидрогазодинамика струйных мишеней; турбулентное смешение теплоносителя.

В.А. Апсэ - к.т.н., зав. научно-исследовательским сектором кафедры теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов Московского государственного инженерно-физического института (технического университета).

В.П. Бобков - д.т.н., ведущий научный сотрудник Физико-энергетического института. Область научных интересов: кризис теплообмена, турбулентный теплообмен, базы теплофизических данных, свойства материалов для атомного реакторостроения.

В.Н. Богомолов - к.т.н., ведущий научный сотрудник лаборатории технической диагностики ГНЦ РФ-ФЭИ. Закончил Томский политехнический институт, автор и соавтор более 150 научных работ. Область научных интересов: планирование и проведение экспериментов, обработка экспериментальных данных в области диагностирования реакторных установок.

В.Б. Глебов - к.т.н., старший научный сотрудник кафедры теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов Московского государственного инженерно-физического института (технического университета).

О.М. Гулина - к.т.н., научный сотрудник кафедры АСУ ОИАТЭ, закончила Обнинский филиал Московского инженерно-физического института в 1978 г. Область научных интересов: оценка оборудования ЯЭУ.

С.Л. Дорохович - к.т.н., доцент каф. теплофизики ОИАТЭ. Закончил Обнинский филиал МИФИ в 1986. Область научных интересов: гидрогазодинамика и теплообмен в мишенях интенсивных источников нейтронов; тепломассообмен в ядерных реакторах малой мощности.

В.Н.Замиусский - к.т.н., с.н.с. лаборатории технической диагностики ГНЦ РФ-ФЭИ. Закончил ОИАТЭ. Автор более 20 публикаций. Область научных интересов: постановка экспериментов, обработка экспериментальных данных в области диагностики ЯЭУ.

В.С. Каекин - к.т.н., зав. кафедрой АЭС Ива-

новского государственного энергетического университета.

А.А. Козарь - к.ф.-м.н., старший научный сотрудник, и. о. зав. сектором анализа радиоактивных материалов Института физической химии РАН.

А.М. Кузьмин - д.ф.-м.н., профессор Московского государственного инженерно-физического института (технического университета).

В.Н. Лопатинский - к.т.н., с.н.с. технологической лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ. Закончил Московский инженерно-физический институт. Автор и соавтор более 150 научных работ. Область научных интересов: разработка технологий изготовления топливных композиций и элементов активных зон реакторов различного назначения.

А.В. Меньшов - заместитель исполнительно-го директора концерна «Росэнергоатом»

В.С. Окунев - к.т.н., старший научный сотрудник Московского государственного инженерно-физического института (технического университета).

В.Ф. Перетрухин - д.х.н., профессор, заведующий лабораторией радиохимических исследований Института физической химии РАН.

В.М. Рябый - инженер-технолог технологической лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ. Закончил Московское высшее техническое училище им. Н.Э. Баумана. Автор и соавтор более 10 научных работ. Область научных интересов: разработка технологий изготовления элементов активных зон ядерных реакторов

Н.Л. Сальников - д.т.н., профессор кафедры АСУ ОИАТЭ.

А.И. Солдатов - студент Московского государственного инженерно-физического института (технического университета).

А.Ю. Токов - к.т.н., доцент кафедры АЭС Ивановского государственного энергетического университета. Занимается подготовкой специалистов в области радиационной безопасности, дозиметрией ионизирующих излучений, надежностью и безопасностью АЭС, компьютерными средствами обучения.

М.А. Трофимов - аспирант, закончил ИАТЭ в 1996 г. Область научных интересов: диагностика оборудования ЯЭУ.

В.В. Чегодаев - к.т.н., доцент кафедры "Электротехника и электроника" ИАТЭ. Закончил Уральский политехнический инсти-

тут в 1977 г. Область научных интересов: преобразователи и приборы электромагнитного метода неразрушающего контроля.

А.Н. Шмелев – д.т.н., профессор кафедры теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов Московского государственного инженерно-физического института (технического университета).

В.С. Щербнев – доцент кафедры АЭС Ива-

новского государственного энергетического университета. Имеет большой опыт организации пусконаладочных работ на реакторах ВВЭР в России, Восточной Германии, Чехословакии. Занимается вопросами культуры безопасности, разработкой компьютерных систем для подготовки и поддержания профессиональных качеств оперативного персонала атомных станций.

OUR AUTHORS

V.A. Apse – Cand.Sci. (Engineering), head of the research sector at the department of theoretical and experimental physics of nuclear reactors of the Moscow State Physics and Engineering Institute (Technical University).

E.F. Avdeev - Cand.Sci.(Engineering), head of the thermal physics department of the OINPE. Graduated from the Tomsk State University in 1960. Scientific interests: hydrogasdynamics of jet targets; turbulent mixing of coolants.

V.P. Bobkov – Dr.Sci. (Engineering), leader researcher of the IPPE. Scientific interests: crisis of heat exchange, turbulent heat exchange, thermophysical data bases, properties of nuclear materials.

V.N. Bogomolov - Cand. Sci. (Engineering), graduated from the Tomsk Polytechnic Institute, leader researcher of the technological laboratory of the IPPE. The author of more than 150 works. Scientific interests: scheduling and carrying out experiments, data interpretation in the field of diagnostics of nuclear reactor installations.

V.V. Chegodaev - Cand.Sci. (Engineering), Associate professor at the department of electrical engineering and electronics of the OINPE. Graduated from the Ural's Polytechnic Institute in 1977. Scientific interests: transducers and devices in the field of electromagnetic methods of non-destructive control.

S.L. Dorokhovitch - Cand.Sci.(Engineering), Associate professor of the thermal physics department of the OINPE. Graduated from the Obninsk Branch of the Moscow State Physics and Engineering Institute in 1986. Scientific interests: hydrogasdynamics and heat exchange in the targets for the high-power spallation neutron sources; heat and mass exchange in low power nuclear reactors.

V.B. Glebov – Cand.Sci. (Engineering), senior researcher at the department of theoretical

and experimental physics of nuclear reactors of the Moscow State Physics and Engineering Institute.

O.M. Gulina – researcher of the automatic control system department of the OINPE, graduated from the Obninsk Branch of the Moscow State Physics and Engineering Institute in 1978. Scientific interests: estimation of NPPs equipment lifetime.

V.S. Kaekin – Cand.Sci. (Engineering), head of NPP department of the Ivanovo State Rower Engineering University.

A.A. Kozar – Cand.Sci. (Phys.-Math.), senior researcher, head of the analysis of radioactive materials sector of the Institute of physical chemistry.

A.M. Kuzmin - Dr.Sci.(Phys.-Math.), Professor of the Moscow State Physics and Engineering Institute.

V.N. Lopatinsky - Cand. Sci. (Engineering), graduated from Moscow State Physics and Engineering Institute, senior researcher of technological laboratory of the IPPE. The author of more than 150 publications. Scientific interests: development of technological processes of fuel compositions and fuel core devices for reactor installations.

A.V. Men'shov - deputy executive director of the concern "Rosenergoatom"

V.F. Peretroukhin – Dr.Sci. (Chemistry), professor, head of the laboratory of radiochemical examinations of the Institute of physical chemistry.

T.G. Petrosov – post-graduated student, graduated from the OINPE. Scientific interests: investigations of control and protection systems, safety of NPPs.

V.S. Okunev - Cand.Sci.(Engineering), senior researcher of Moscow State Physics and Engineering Institute.

V.M. Ryaby - engineer - technologist of tech-

nological laboratory of the IPPE, graduated the Moscow Higher Technical school named after N.E. Bauman. The author of more than 10 works. Scientific interests: the development of technological processes of fuel core devices for power reactors.

N.L. Sal'nikov – Dr.Sci. (Engineering), head of the automatic control system department of the OINPE.

V.S. Shchebnev – Associate professor of NPP department of the Ivanovo State Rower Engineering University. Has great experience in organization of putting in operation of VVER-type reactors in Russia, Ukraine, East Germany, Czechoslovakia. Deals with problems of safety culture, development of computer systems for training of NPPs operation personnel.

A.N. Shmelev – Dr.Sci. (Engineering), professor at the department of theoretical and experimental physics of nuclear reactors of the Moscow State Physics and Engineering Institute.

Ya.V. Slekenitchs – Cand.Sci. (Engineering), graduated from the Obninsk Branch of the Moscow State Physics and Engineering Institute in 1978. Scientific interests: automatization of processes and control systems of NPPs.

A.I. Soldatov – the student of the Moscow State Physics and Engineering Institute.

A.Yu. Tokov - Cand.Sci. (Engineering), Associate professor of NPP department of the Ivanovo State Rower Engineering University. Deals with the training of specialists in the field of radiation safety, monitoring of the radiation doses, reliability and safety of NPPs, computer training system.

M.A. Trofimov – post-graduated student, graduated from the OINPE in 1996. Scientific interests: diagnostics of the equipment NPPs.

V.F. Ukraintsev – Cand.Sci. (Engineering), Associate professor, graduated from the Obninsk Branch of the Moscow State Physics and Engineering Institute in 1974. Scientific interests: calculation modelling of neutron-physical and heat-hydraulic processes in NPPs.

V.N. Zamiusky - Cand. Sci. (Engineering), graduated from the OINPE, senior researcher of the technical diagnostics laboratory of the IPPE. The author of more than 20 publications. Scientific interests: setting of experiments, data interpretation in the field of diagnostics of nuclear power installations.

ПЕРЕЧЕНЬ СТАТЕЙ, ОПУБЛИКОВАННЫХ В ЖУРНАЛЕ В 1999 г.

I. ТЕМАТИЧЕСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- П.Н. Алексеев, А.Ю. Гагаринский, Н.Н. Пономарев-Степной, В.А. Сидоренко**
Требования к атомным станциям XXI века2
- А.В. Меньшов**
О создании Генерирующей компании АЭС 4

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

- М.Ф. Троянов**
Исследования ториевого топливного цикла (предисловие к публикации докладов
российско-индийского семинара).....1
- В.И. Волк, А.Ю. Вахрушин, Б.С. Захаркин, С.Л. Мамаев, В.С. Власов**
Новые решения процесса переработки торий-уранового топлива1
- П.Н. Алексеев, Е.С. Глушков, А.Г. Морозов, Н.Н. Пономарев-Степной, С.А. Субботин,
Д.Ф. Цуриков**
Концепция возможного вовлечения тория в ядерно-энергетический сектор1
- Г.Н. Казанцев, И.С. Курина, И.Я. Овчинников, В.В. Попов, В.Н. Сугоняев**
Технологические возможности создания топливных композиций, содержащих
торий1
- В.М. Декусар, Е.В. Долгов, В.Г. Илюнин, А.Г. Калашников, В.А. Пивоваров, М.Ф. Троянов,
З.Н. Чижикова, В.Н. Шаратов**
Пути и возможности использования ториевого цикла в легководных и быстрых
реакторах.....1
- В.И. Голубев, А.В. Звонарев, Г.Н. Мантуров, Ю.С. Хомяков, А.М. Цибуля**
Интегральные эксперименты на критических сборках и реакторах в обоснование
уран-ториевого цикла.....1
- А.В. Звонарев, Б.Я. Зильберман, В.И. Иванов, Н.А. Нерозин, В.Б. Павлович, Б.А. Петрухин,
Ф.П. Раскач, Э.Я. Сметанин, Л.В. Сытник, М.Ф. Троянов, Ю.С. Хомяков, Л.А. Чернов,
И.Г. Шейнкер**
Исследование тория, облученного в боковом экране быстрого реактора,
и тепловом спектре графитового реактора1
- Б.В. Никипелов**
Ядерный топливный цикл РФ2
- Б.Я. Зильберман, Л.В. Сытник, Б.Я. Галкин, А.Г. Горский, В.Б. Павлович,
Э.Я. Сметанин, Ф.П. Раскач**
Разработка методов химического обращения с ториевыми материалами
в уран-ториевом топливном цикле2
- В.С. Наумов, А.В. Бычков, С.К. Вавилов**
Технологические возможности пирохимического получения топлива на основе
оксида тория2
- В.Б. Глебов, А.Н. Шмелев, В.А. Апсэ, П.В. Цветков, А.Е. Синцов**
Долговременная радиационная защита ТВС с MOX-топливом от неконтролируемого
распространения ядерных материалов2
- В.М. Лебедев, Н.Н. Давиденко, А.И. Архангельская**
Замкнутый топливный цикл АЭС России. Проблемы и перспективы.....2

А.А. Козарь, В.Ф. Петрухин	
Рутений как продукт трансмутации ^{99}Tc : степень очистки, необходимая для применения	4
А.Н. Шмелев, А.Е. Синцов, В.Б. Глебов, В.А. Апсэ	
Использование электроядерных установок для обеспечения защиты ТВС с МОХ-топливом путем создания радиационного барьера	4
В.А. Апсэ, А.Н. Шмелев, Г.Г. Куликов, М. Саито, В.В. Артисюк	
Анализ процесса выхода на равновесный режим трансмутации ^{135}Cs	4
ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ	
А. Ю. Гагаринский	
Пересекая пустыню	1
А. Гагаринский, И. Гагаринская	
Тень Чернобыля и парниковый эффект	2
БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ	
А.В. Антонов	
К вопросу оценки неопределенностей моделей при проведении вероятностного анализа безопасности энергоблоков атомных электростанций	1
А.О. Скоморохов, М.Т. Слепов	
Контроль достоверности информации в системе вибродиагностики Нововоронежской АЭС	1
В.М. Маркочев, Ю.В. Шамраев	
Расчет прочности поврежденных трубопроводов АЭС методом реальных элементов.....	2
О.М. Гулина, Н.Л. Сальников	
Расчет ресурсных характеристик оборудования в условиях нелинейных эффектов процессов деградации	4
М. А. Трофимов	
Ультразвуковой метод контроля напряженного состояния металла технологических каналов ядерных реакторов типа РБМК на основе эффекта акустоупругости	4
Ян Фидлер	
Магнитное концевое уплотнение	4
В. В. Чегодаев	
Расчет оптимальной скорости перемещения преобразователя при неразрушающем контроле протяженных объектов АЭС	4
ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ	
Т.В. Мельникова, Л.П. Полякова, Г.В. Козьмин	
Основные задачи экологической оценки свойств вторичных веществ, возникающих в результате облучения загрязненной пищевой продукции.....	1
С.Д. Гаврилов, В.А. Кремнев, А.А. Грудаков, С.А. Дмитриев, А.А. Резник, Л.П. Хамьянов, С.Л. Эльяш	
Основные направления обращения со средне- и низкоактивными отходами в атомной энергетике России.....	2
Б.В. Никипелов	
Краткое обоснование необходимости изменения п.3 ст.50 "Закона об охране окружающей природной среды"	2
А. Г. Асеев, С. А. Субботин	
Оценка и сравнение потенциальной опасности плутония	2
ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ	
О.Н. Александрова, Н.В. Пашацкий	
Энергетический подход к решению задачи управления плазменным шнуром токамака через газонапуск.....	1

Г.Л. Хорасанов, А.П. Иванов, В.В. Коробейников, А.И. Блохин, А.Л. Шимкевич Свинцовый теплоноситель для быстрого реактора-выжигателя с жестким спектром нейтронов	1
И.Р. Багдасарова, В.А. Галкин Моделирование периодических структур в распределении дефектов, возникающих в конструкционных материалах ЯЭУ, под действием стационарного источника	1
М.Г. Ткаченко, В.А. Галкин Численное решение уравнений власовского типа с разрывными коэффициентами, возникающих при моделировании ЯЭУ	1
С.В. Баринов, В.В. Васильев, В.К. Викулов, В.К. Давыдов, А.П. Жирнов, Ю.И. Митяев, А.В. Радкевич, М.И. Рождественский Программа FАСТ98 для трехмерных нейтронно-теплогидравлических расчетов кипящего реактора ВК-300.....	2
Ю.В. Волков, Т.Г. Петросов, М. Монири Оценка влияния (γ, n) и ($n, 2n$) реакций на критичность и кинетику тяжеловодного ядерного реактора	2
А.Л. Шимкевич Флуктуационная теория примесной микронеоднородности жидкометаллических теплоносителей	3
В.М. Поплавский, Р.П. Баклушин, В.Н. Иваненко Натриевый теплоноситель в технологии быстрых реакторов.....	3
М.Н. Арнольдov, М.Н. Ивановский, В.А. Морозов, С.С. Плетенец Водород и сплавы натрия и калия.....	3
В.В. Алексеев, Ф.А. Козлов, Ю.И. Загорулько, Н.Д. Краев Массоперенос никеля и хрома в циркуляционном натриевом контуре	3
Н.Д. Краев Коррозия и массоперенос конструкционных материалов в натриевом и натрий-калиевом теплоносителях.....	3
И.В. Пышин Диффузионная модель межкристаллитной коррозии сталей в щелочных металлах	3
С.Н. Скоморохова, Э.Е. Коновалов, О.В. Старков, Е.А. Кочеткова, В.С. Копылов, Т.В. Полетахина, Е.М. Трифанова Обезвреживание радиоактивных отходов щелочных металлов переработкой в щелочной раствор и отверждением в геоцементный камень.....	3
В.А. Иванов, В.А. Соловьев Основные этапы исследований по коррозии в жидких металлах	3
А.Л. Шимкевич, Б.А. Шматко О физико-химическом подобии жидкометаллических циркуляционных контуров	3
Н.И. Логинов Электромагнитные расходомеры для эвтектического сплава свинец-висмут	3
Б.Ф. Громов, Г.С. Ячменев, А.Е. Русанов Кислородное ингибирование конструкционных материалов в расплавах эвтектики свинец-висмут и свинца	3
М.Н. Арнольдov, А.В. Копылов, И.В. Орехов, В.В. Петухов, Е.А. Янович Литий в проблеме солнечных нейтрино	3
Г.Я. Новикова, В.В. Петухов Извлечение микроколичеств бериллия из водных растворов лития	3
Г.Я. Новикова, В.В. Петухов, Е.А. Янович, В.Э. Янци Разработка высокоэффективного метода регистрации низкой активности ${}^7\text{Be}$ в литиевом детекторе солнечных нейтрино	3

Б.А. Шматко

Термоэлектрохимический преобразователь энергии на керамическом электролите
 $\text{Na-}\beta\text{-Al}_2\text{O}_3$ 3

И.И. Засорин, М.Н. Ивановский, А.В. Морозов

Об особенностях технологии натриевых теплотрубных систем 3

А.М. Кузьмин, В.С. Окунев

Оптимизация характеристик естественной безопасности быстрых реакторов,
 охлаждаемых сплавами калия и тяжелых металлов 4

Yu.V. Volkov, T.G. Petrosov, D.A. Klinov, V.F. Ukraintsev, Y.V. Slekenitchs, M. Moniri

Tests of digital reactimeter with 15 groups of delayed neutrons in experiments on ZPR 4

ТЕПЛОФИЗИКА

В.Т. Буглаев, А.С. Стребков

Расчетная оценка эффективности испарительного охлаждения парового потока 1

Ю.В. Липовцев

Излучение плоского слоя рассеивающей среды с источниками объемного
 тепловыделения 1

А.П. Сорокин, А.Д. Ефанов, Е.Ф. Иванов, Д.Е. Марцинюк, Г.П. Богословская,

К.С. Рымкевич, В.Л. Мальков

Расчетно-экспериментальные исследования условий устойчивого теплообмена
 при возникновении кипения жидкого металла в режиме аварийного
 расхолаживания быстрого реактора 2

Е.Ф. Авдеев, С.Л. Дорохович

Гидродинамика и тепловыделение в жидкой вертикальной струе эвтектики - мишени
 интенсивного источника нейтронов 4

В.П. Бобков

Об основных закономерностях кризиса теплообмена в водоохлаждаемых каналах 4

В.Н. Богомолов, В.Н. Лопатинский, В.Н. Замиусский, В.М. Рябый

Некоторые результаты экспериментальных исследований режимов работы твэла
 реактора с испарительным охлаждением на одностержневой трехконтурной
 модели 4

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

А.Ю. Проходцев

Анализ проблемы смены дат для энергоблоков ВВЭР-1000 2

И.С. Акимов, А.А. Дементьев, Ф.Т. Тухветов

Опыт эксплуатации реакторов ЭГП-6 Билибинской АЭС 2

ПОДГОТОВКА КАДРОВ. МЕТОДОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ПРЕПОДАВАНИЯ

В.С. Каекин, В.С. Щербнев, А.Ю. Токов

Применение компьютерных обучающих средств в гармонизации международных
 требований к персоналу, эксплуатационной и нормативной документации 4

А.И. Солдатов

Поддержка молодежного движения в атомной индустрии как фактора
 экономической стабильности и экологической безопасности России 4

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА В ЛИЦАХ. PERSONALIA

Я.Д. Зельвенский

Академик Российской Академии наук И.В. Петрянов и подготовка кадров для атомной
 промышленности 1

Б.А. Шматко

Научная школа академика В.И. Субботина 3

ПРИЛОЖЕНИЕ

Н. Матаджи Каджури

Сценарии развития ядерной энергетики в Иране на ВВЭР-1000 и быстрых реакторах нового поколения "Брест"

В.В. Титов

Управление техническими и производственными рисками на объектах ядерной энергетики на основе автоматизированной системы регистрации и документирования сигналов

Н.В. Куликова, А.В. Мышев, П.И. Игнатенко

Хаотическая динамика в задаче N-тел

М.М. Троянов, Ю.Д. Ильичев

Возможности зондирования загрязняющих примесей в реальной атмосфере с помощью промышленных лазеров

К.М. Ефимов, Е.А. Ясько

Прогнозирование загрязнений поверхностного слоя территории в районе АЭС

М.М. Троянов

Вымывание аэрозольной фракции из тропосферы атмосферными осадками

Т.Е. Ларичева, А.А. Мачула, В.К. Милинчук

Исследование влияния продуктов щелочного гидролиза при производстве трековых мембран на основе пленок полиэтилентерефталата

А.Э. Яновский

Изучение фазовых распределений начальных и конечных состояний многочастичных систем в методе классических траекторий Монте-Карло

В.В. Коробейников

Универсальный алгоритм метода Монте-Карло для расчета бланкетов электроядерных установок

Н.А. Виногоров, Д.Н. Жуковский

О методе определения физических характеристик ядерного реактора при медленном возмущении реактивности

А.И. Трофимов, С.А. Виноградов, И.А. Чусов, В.И. Белозеров,

М.А. Трофимов, И.А. Шевцов

Исследование зависимости температуры стенки технологического канала реактора РБМК от величины зазора между ТК и графитовой кладкой

В.С. Хмелевская, Н.В. Куликова, А.В. Накин, В.Г. Малынкин

Кластерные структуры в ГЦК-материалах при высоких уровнях радиационного повреждения

В.И. Пляскин, Р.А. Косилов

Справочно-информационная система "Трансмутация нуклидов в ядерных реакторах"

В.С. Мастеров, Н.П. Савельев

Расчет углового распределения реакции прямого подхвата трех нуклонов

CONTENTS OF ISSUES OF "YADERNAYA ENERGETICA" IN 1999

CURRENT PROBLEMS OF NUCLEAR ENGINEERING

P.N. Alekseev, A.Yu. Gagarinski, N.N. Ponomarev-Stepnoif, V.A. Sidorenko Requirements to XXI Century NPPs.....	2
A.V. Men'shov About Making the Generating Company NPP	4

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

M.F. Troyanov Thorium Fuel Cycle Investigations (Foreword for Proceedings of Russian-Indian Seminar).....	1
V.I. Volk, A.Yu. Vakhrushin, B.S. Zakharkin, S.L. Mamaev, V.S. Vlasov New Solutions for Thorium-Uranium Fuel Reprocessing.....	1
P.N. Alekseev, E.S. Glushkov, A.G. Morozov, N.N. Ponomarev-Stepnoy, S.A. Subbotin, D.F. Tsurikov Concept of Possible Involving of Thorium in Nuclear Power Industry	1
G.N. Kazantsev, I.S. Kurina, I.Ya. Ovchinnikov, V.V. Popov, V.N. Sugonyaev The Technological Possibilities of Fabrication Thorium-Containing Fuel Composition.....	1
V.M. Dekusar, E.V. Dolgov, V.G. Ilunin, A.G. Kalashnikov, V.A. Pivovarov, M.F. Troyanov, Z.N. Chizhikov, V.N. Sharapov Ways and Possibilities of Thorium Cycle Application for Light Water and Fast Reactors.....	1
V.I. Golubev, A.V. Zvonarev, G.N. Manturov, Yu.S. Khomyakov, A.M. Tsioulia Integral Experiments on Critical Facilities and Reactors for Basing of Uranium-Thorium Cycle	1
A.V. Zvonarev, B.Ya. Zil'berman, V.I. Ivanov, N.A. Nerozin, V.B. Pavlovich, B.A. Petrukhin, F.P. Raskach, E.Ya. Smetanin, L.V. Sytnik, M.F. Troyanov, Yu.S. Khomyakov, L.A. Chernov, I.G. Sheynker Investigation of Thorium Irradiated in Lateral Blanket of Fast Reactor and in Thermal Spectrum of Graphite Reactor	1
B.V. Nikipelov Nuclear Fuel Cycle in Russian Federation	2
B.Ya. Zilberman, L.V. Sytnik, B.Ya. Galkin, A.G. Gorsky, V.B. Pavlovich, E.Ya. Smetanin, F.P. Raskach Development of the Chemical Treatment Methods for Thorium Materials in a Uranium-Thorium Fuel Cycle	2
V.S. Naumov, A.V. Bychkov, S.K. Vavilov Technological Possibilities of Pyrochemical Fabrication of Fuel on the Base of Thorium Oxide	2
V.B. Glebov, A.N. Shmelev, V.A. Apse, P.V. Tsvetkov, A.E. Sintsov Long-Term Radiation Protection of MOX-Fuel Assemblies against Uncontrolled Proliferation of Nuclear Materials	2
V.M. Lebedev, N.N. Davidenko, A.I. Archangel'skaya Closed Fuel Cycle of Russian NPP. Problems And Prospects	2
A.A. Kozar, V.F. Peretroukhin Ruthenium as a ⁹⁹ Tc Transmutation Product: Necessary Separation Factor for Use	4
V.B. Glebov, A.E. Sintsov, A.N. Shmelev, V.A. Apse Applicability of Accelerator-Driven Systems to Enhancement of MOX-Fuel Proliferation Resistance by Creating a Radiation Barrier	4

V.A. Apse, A.N. Shmelev, G.G. Kulikov, M. Saito, V.V. Artisyuk An Analysis of Process of Getting Equilibrium Mode of Transmutation of ¹³⁵ Cs	4
NUCLEAR SOCIETY RUSSIA	
A.Yu. Gagarinsky Crossing Desert	1
A. Gagarinski, I. Gagarinskaya Shadow of Chernobyl and the Greenhouse Effect.....	2
SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP	
A.V. Antonov On the Problem of Estimation of Model Uncertainties During Probabilistic Analysis Providing Nuclear Power Plant Unit's Safety	1
A.O. Skomorokhov, M.T. Slepov Information Authenticity Control in Vibro-Diagnostics System of the Novovoronezh NPP	1
M. Markotchev, Yu.V. Shamraev Calculation of the Strength of NPP' Failed Pipelines with the Real Elements Method.....	2
O.M. Gulina, N.L. Sal'nikov Calculation of the Resource Performances of Equipment under Nonlinear Effects of Degradation Processes	4
M.A. Trofimov Ultrasonic Method of Control of Stressed State of a Metal for Technological Channels of RBMK-type Nuclear Reactors on the Basis of Acousto-elasticity Effect	4
Jan Fidler Magnetic End Sealing	4
V.V. Chegodaev Calculation of Optimal Travel Velocity of a Transducer during Nondestructive Control of NPP's Lengthy Objects	4
ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING	
T.V. Melnikova, L.P. Polyakova, G.V. Kozmin Main Objectives of the Ecological Estimation of Properties of Secondary Substances Formed after Contaminated Food Irradiation	1
S.D. Gavrilov, V.A. Kremnev, A.A. Grudakov, S.A. Dmitriyev, A.A. Resnik, L.P. Khamyanov, S.L. El'yash Main Trends of Intermediate- and Low-Level Radioactive Waste Management in Russia.....	2
B.V. Nikipelov Brief Substantiation of Necessity of Changing of the Item 3 of the Article 50 of the "Law on Protection of Natural Environment"	2
A.G. Aseev, S.A. Subbotin Evaluation and Comparison of Plutonium Potential Hazard	2
REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY	
O.N. Alexandrova, N.V. Pashatsky The Energetic Approach to Solve the Problem of Tokamak Plasma Control with Gas Puffing.....	1
G.L. Khorasanov, A.P. Ivanov, V.V. Korobeinikov, A.I. Blokhin, A.L. Shimkevich Lead Coolant for Fast Reactor-Burner with Hard Neutron Spectrum.....	1
I.R. Bagdasarova, V.A. Galkin Simulation of Periodic Structures in Distribution of Defects, Generated in NPP Structures	

Materials by the Stationary Source	1
M.G.Tkachenko, V.A.Galkin	
Numerical Solution of Vlasov Equation with Noncontinuous Coefficients Applied to NPP Simulation	1
S.V. Barinov, V.V. Vasil'ev, V.K. Vikulov, V.K. Davidov, A.P. Zhirnov, Yu.I.Mityaev, A.V. Radkevich, M.I. Rozhdestvensky	
FACT98 Code for Three-Dimensional Neutronics and Thermal Hydraulics Calculations of Boiling VK-300 Reactor	2
Yu.V. Volkov, T.G. Petrosov, M. Moniri	
Evaluation of effects of (γ, n) & ($n, 2n$) reactions on criticality and kinetics of heavy-water reactor.....	2
A.L. Shimkevich	
Fluctuation Theory of Microheterogeneity of Liquid Metal Coolants	3
V.M. Poplavsky, R.P. Baklushin, V.N. Ivanenko	
Sodium Coolant in the Fast Reactor Technology	3
M.N. Arnoldov, M.N. Ivanovski, V.A. Morozov, S.S.Pletenets	
Hydrogen and Sodium-Potassium Alloys	3
V.V. Alekseev, F.A. Kozlov, Yu.I. Zagorulko, N.D. Kraev	
Chromium and Nickel Mass Transfer in a Circulating Sodium Loop	3
N.D. Kraev	
Corrosion and Mass Transfer of Structural Materials in Sodium and Sodium-Potassium Coolants	3
I.V. Pyshin	
The Diffusion Model of Intergranular Corrosion of Steels in Alkali Metals	3
S.N.Skomorokhova, E.Ey.Konovalov, O.V.Starkov, E.A.Kochetkova, V.S.Kopylov, T.V.Poletakhina, E.M.Triphanova	
Neutralization of a Radioactive Wastes of Alkali Metals by Processing into Alkaline Solution and Solidification in Geocement	3
V.A. Ivanov, V.A. Solovjev	
The Basic Stages of Examinations of Corrosion in Liquid Metals	3
A.L. Shimkevich, B.A. Shmatko	
On Physicochemical Similarity of Liquid Metal Loops.....	3
N.I. Loginov	
Electromagnetic Flowmeters for Lead-Bismuth Eutectic Alloy.....	3
B.F. Gromov, G.S. Yachmenev, A.Eu. Rusanov	
Oxygen Inhibition of Structural Materials in Melts of Lead-Bismuth Eutectic and Lead	3
M.N. Arnoldov, A.V. Kopylov, I.V. Orehov, V.V. Petuhov, Eu.A. Janovich	
Lithium in the Problem of Solar Neutrino	3
G.Ja. Novikova, V.V. Petuhov	
Extraction of Microquantities of Beryllium from Aqueous Solutions of Lithium	3
G.Ya. Novikova, V.V. Petuhov, Eu. A. Janovich, V.E. Janz	
Development of the High Efficiency Method of Registration of Low Activity ^7Be in Lithium Detector of the Solar Neutrino	3
B.A. Shmatko	
Termoelectrochemical Converter Based on Ceramic Electrolyte $\text{Na-}\beta\text{'-Al}_2\text{O}_3$	3
I.I. Zazorin, M.N. Ivanovski, A.V. Morozov	
On the Specific Features of the Sodium Heat Pipe System Technology	3
A.M. Kuzmin, V.S. Okunev	
Optimization of the Characteristics of Inherent Self-Protection of Fast Reactors Cooled Potassium-Heavy Metal Alloys	4
Yu.V. Volkov, T.G. Petrosov, D.A. Klinov, V.F. Ukraintsev, Ya.V. Slekenitchs, M.Moniri	
Tests of Digital Reactimeter with 15 Groups of Delayed Neutrons in Experiments on ZPR	4

THERMAL PHYSICS

V.T. Buglaev, A.S. Strebkov
Analytical Estimation of the Efficiency of Steam Flow Transpiration Cooling.....1

Yu.V. Lipovtsev
Radiation from a Flat Layer of Scattering Medium with Volume Sources
of Heat Generation.....1

**A.P. Sorokin, A.D. Yefanov, Ye.F. Ivanov, D.Ye. Martsiniouk, G.P. Bogoslovskaya,
K.S. Rymkevich, V.L. Malkov**
Numerical and Experimental Investigations of Stable Heat-Exchange Conditions with
Liquid Metal Boiling under Fast Reactor Accident Heat Removal Regime2

E.F. Avdeev, S.L. Dorokhovitch
Hydrodynamics and Heat Generation in a Liquid Vertical Eutectic Jet as a Target
for the Intense Neutron Source4

V.P. Bobkov
On the Basic Regularities of Crisis of Heat Exchange in Water Cooled Channels4

V.N. Bogomolov, V.N. Lopatinsky, V.N. Zamiusky, V.M. Ryaby
Some results of Experimental Studies of Evaporation-cooled Reactor Fuel Rod Operation
Modes in Single-rod Three-circuit Model4

NUCLEAR POWER PLANTS

A.Yu. Prokhotsev
Analysis of Y2K Problem for VVER-1000 Reactors2

I.S. Akimov, A.A. Dementiev, F.T. Tukhvetov
Operating Experience of Bilibino NPP EGP-6 Reactors2

TRAINING OF PERSONNEL. METHODOLOGICAL ASPECTS OF TEACHING

V.S. Kaekin, V.S. Schebnev, A.Yu. Tokov
Application of Computer Learning Resources in Harmonization of the International
Requirements to Personnel, Operational and Normative Documentation.....4

A.I. Soldatov
Support of the Youth Movement in Nuclear Industry as the Factor of Economic Stability
and Ecological Safety of Russia4

PERSONALIA. HISTORY

Ya.D. Zel'vensky
Academician of Russian Academy of Science I.V. Petryanov and the Personal Training for
Nuclear Industry1

B.A. Shmatko
Scientific school of the Academician V.I. Subbotin3

SUPPLEMENT

N. Mataji Kajuri
Scenarios of Development of Nuclear Power Engineering on VVER-1000 and BREST-type
Fast Reactors in Iran

V.V. Titov
Management of Technical and Industrial Hazards on Objects of Nuclear Power Engineering
Using the Automated System of Recording and Documenting of Signals

N.V. Kulikova, A.V. Mishev, P.I. Ignatenko
Chaotic Dynamics in a Problem of N-bodies

M.M. Troyanov, Yu.D. Il'ichev
The Possibilities of Sondage of Contaminants in the Real Atmosphere Using Industrial
Lasers

K.M. Efimov, E.A. Yas'ko
Prediction of Contaminations of Surface Stratum of Territory in Region NPP

M.M. Troyanov

Removing of Aerosol Fraction from the Troposphere by Atmospheric Precipitation

T.E. Laricheva, A.A. Machula, V.K. Milinchuk

Study of Influence of Alkaline Hydrolysis Products in Production of Track Membranes on the Basis of Polyethylenterephthalate Films

A.E. Yanovsky

Study of Phase Distribution of Initial and Final States of Multiparticle Systems in the Monte-Carlo Method of Classical Trajectories

V.V. Korobeinikov

Universal Algorithm of the Monte-Carlo Method for Calculation of Blankets of Accelerator-Driven Systems

N.A. Vinogorov, D.N. Jukovsky

On the Method of Determination of Physical Characteristics of a Nuclear Reactor under Slow Reactivity Perturbation

A.I. Trofimov, S.A. Vinogradov, I.A. Tchusov, V.I. Belozero, M.A. Trofimov, I.A. Shvetsov

Study of Dependence of Wall Temperature in the Technological Channel of the RBMK-Reactor on the Gas Clearance between the channels and Graphite Blocks

V.S. Khmelevskaya, N.V. Kulikova, A.V. Nakin, V.G. Malynkin

Cluster Structures in FCC-materials at High Levels of Radiation Damage

V.I. Plyaskin, R.A. Kosilov

Information Reference System «Transmutation of Nuclides in Nuclear Reactors»

V.S. Masterov, N.P. Savelyev

Calculation of Angular Distribution of Direct Pick-up Reaction with Transfer of Three Nucleons