

ИЗВЕСТИЯ
ВЫСШИХ
УЧЕБНЫХ
ЗАВЕДЕНИЙ

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

НАУЧНО-
ТЕХНИЧЕСКИЙ
ЖУРНАЛ
Издается в Институте
атомной энергетики
с 1993 г.
№ 4
ОБНИНСК • 2000

СОДЕРЖАНИЕ

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ	<i>А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.А. Трофимов, А.А. Зильпер</i> Автоматизированная система контроля напряженного состояния металла технологических каналов в районе переходников сталь – цирконий энергетических ядерных реакторов типа РБМК.....	4
ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ	<i>М.В. Кащеев</i> Расчетное исследование возможности удержания кориума в ловушке со струйным охлаждением стенок.....	10
	<i>В.С. Окунев</i> О выборе оптимального состава сплава Na-K-Cs для охлаждения активной зоны реактора на быстрых нейтронах.....	16
	<i>Е.В. Гайворонская, С.В. Лебедева</i> Анализ уравнений движения ротора в электромагнитных подшипниках.....	23
ТЕПЛОФИЗИКА	<i>Г.Н. Власичев</i> Расчетный анализ экспериментов по разрушению электрообогреваемых имитаторов твэлов ядерных реакторов.....	28
ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ	<i>Ю.А. Казанский, Д.А. Клинов</i> Эффективность трансмутации осколков деления.....	38
	<i>А.Ю. Конобеев, Ю.В. Конобеев, Ю.А. Коровин</i> Использование NRT-формулы для расчета сечений смещения атомов материала, облучаемого нуклонами промежуточных и высоких энергий.....	47
	<i>И.В. Шаманин, А.А. Ухов, Г.-И. Рюттен, К. Хаас, В. Шерер</i> Результаты моделирования параметров топливного цикла для водородяного энергетического реактора ВВЭР-1000 с загрузкой торийуран-плутониевых топливных композиций.....	53
СНЯТИЕ АЭС ЭКСПЛУАТАЦИИ	<i>Г.С. Котиков</i> Снятие с эксплуатации реакторной установки АМ-1 (Первой АЭС).....	65
ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ	<i>Г.А. Петрова, В.М. Петриев, В.Г. Скворцов</i> Короткоживущие радионуклиды в экспериментальной ядерной медицине и биологических исследованиях.....	70
	<i>В.М. Петриев, Е.Г. Ганжа, Т.П. Рыжикова</i> Получение микросфер альбумина, содержащих стабильный рений, для моделирования радиоактивных и нерадиоактивных аэрозолей.....	76

CONTENTS

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP	<p>A.I. Trofimov, S.I. Minin, M.A. Trofimov, A.A. Zilper Automatic Control System of Stressed State of a Metal for Technological Channels at Steel-zirconium Adapter of RBMK-type Nuclear Reactors4</p>
REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY	<p>M.V. Kachtchev The Calculational Study of the Possibility of Corium Confinement in the Catcher with the Walls Cooled by Impinging Jets.....10</p> <p>V.S. Okunev On Selection of Optimal Composition of the Na-K-Cs-alloy for LMFR Core Cooling.....16</p> <p>E.V. Gaivoronskaya, S.V. Lebedeva Analysis of a Rotor Working Equations with Electromagnetic Bearings23</p>
THERMAL PHYSICS	<p>G.N. Vlasichev The Calculation Analysis of Experiments on Destruction of Electroheated Fuel Element Simulators.....28</p>
FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT	<p>Yu.A. Kazansky, D.A. Klinov Efficiency of Fission Products Transmutation38</p> <p>A.Yu. Konobeyev, Yu.V. Konobeev, Yu.A. Korovin Application of NRT-formula for Calculation of Displacement Cross-sections for Materials Irradiated by Nucleons of Intermediate and High Energy47</p> <p>I.V. Shamanin, A.A. Ukhov, H.-J. Ruetten, K. Haas, W. Sherer Results of the Simulation of Parameters of the Fuel Cycle for the WWER-1000 Reactor with (m%Th²³², n%U²³⁵, k%Pu²³⁹)O₂ Fuel Compositions.....53</p>
DECOMMISSIONING OF NPPs	<p>G.S. Kotikov Decommissioning of the First NPP.....65</p>
APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND MEANS	<p>G.A. Petrova, V.M. Petriev, V.G. Skvortsov Short-lived Radionuclides in Experimental Nuclear Medicine and Biological Studies.....70</p> <p>V.M. Petriev, E.G. Ganzha, T.P. Ryzhikova Obtaining of Albumin Microspheres Containing Stable Rhenium for Modelling of Radioactive and Nonradioactive Aerosols.....76</p>

Колонка редактора

Этот номер завершает восьмой год жизни нашего журнала. За это время опубликовано почти шестьсот статей (а это тысяча авторов), масса информации о семинарах, симпозиумах, новых книгах, реклама и т.д.

В 2000 году в четырех номерах журнала было опубликовано 55 статей по самым разным направлениям, введены две новые рубрики – “Из истории атомной науки и техники” и “Применение ядерных методов и средств” - которые приглашают к сотрудничеству авторов и читателей. Пишите, пожалуйста, дорогие коллеги! Результаты Ваших изысканий, напечатанные в нашем журнале, всегда найдут своего читателя. Учитывая, что журнал издается в серии “Известия вузов”, особенно хочется привлечь внимание потенциальных авторов к проблемам организации учебно-методической работы в вузах, ведущих подготовку специалистов для атомной энергетики.

Самая популярная рубрика нашего журнала – “Физика и техника реакторов”, читатель получил 17 статей, далее следует “Теплофизика” – 12 публикаций. Новую рубрику “Из истории атомной науки и техники” открыли публикации

ветерана Физико-энергетического института А.Г.Карабаша. Медицинские и общеэкологические аспекты применения ионизирующего излучения, помещенные в разделах “Экология энергетики” и “Применение ядерных методов и средств”, могут быть полезны всем, чья деятельность связана с этими проблемами.

Опубликованные в год миллениума статьи по преимуществу написаны учеными обнинских институтов, что неудивительно, ведь в нашем городе сложилось сообщество высококлассных специалистов, так или иначе связанных с различными отраслями ядерной науки и технологии. Приглашаем к сотрудничеству всех ученых и специалистов, не связанных с Обнинском территориальным единством.

Надеемся, что новый век будет плодотворным для всех наших коллег, желаем всем больших творческих успехов, публикации о которых в нашем журнале будут способствовать росту популярности издания.

Поздравляем всех читателей и авторов с Новым годом! Счастья, радости и новых встреч в нашем журнале!

Редакционная коллегия

УДК 621.039.564: 53.082.4

АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ СИСТЕМА КОНТРОЛЯ НАПРЯЖЕННОГО СОСТОЯНИЯ МЕТАЛЛА ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КАНАЛОВ В РАЙОНЕ ПЕРЕХОДНИКОВ СТАЛЬ – ЦИРКОНИЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ ТИПА РБМК

А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.А. Трофимов, А.А. Зильпер

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



В статье представлены результаты разработки системы, позволяющей фиксировать изменения напряженного состояния элементов металлоконструкций, с целью ее дальнейшего использования для контроля напряженного состояния переходников технологических каналов реакторов типа РБМК. Изменения напряженного состояния определяются по изменению скоростей ультразвуковых волн, генерируемых в испытываемом объеме.

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 диаметры отверстий в графитовых блоках уменьшаются [1]. Это приводит к выбору «зазора» и заклиниванию ТК. При этом в металле ТК создаются механические напряжения, которые могут привести к разрушению ТК. Особую важность приобретает оперативный контроль напряженного состояния металла технологического канала и переходников сталь – цирконий.

Рассмотрим метод ультразвукового контроля напряженного состояния металла технологических каналов, основанный на нелинейном акустическом эффекте 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]. Однако исследования

© **А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.А. Трофимов, А.А. Зильпер, 2000**

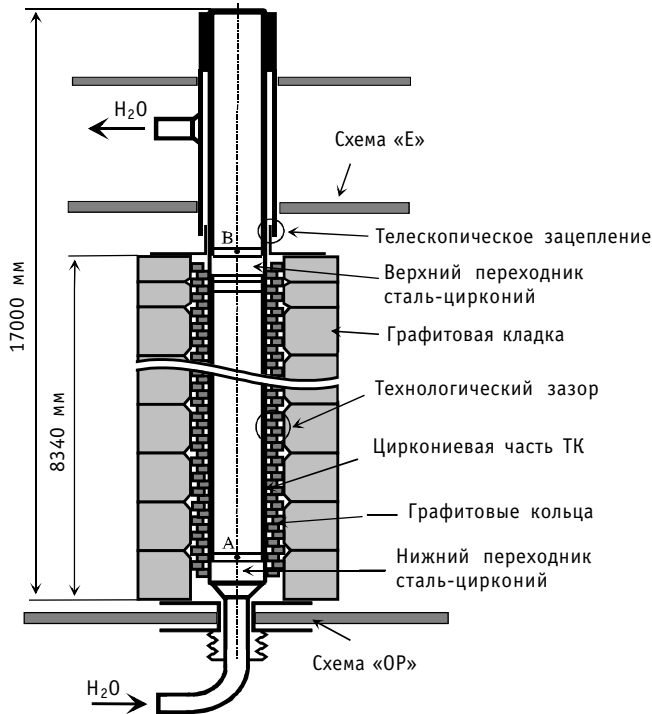


Рис.1. Схема конструкции тракта ТК

упругости вызван нелинейными упругими свойствами твердого тела. Различают геометрическую и физическую нелинейности.

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

Рассмотрим блок ультразвуковых преобразователей (УЗП), предназначенный для контроля напряженного состояния сварных швов верхнего и нижнего переходных соединений технологического канала (рис.2).

На рис.3 показан разрез блока преобразователей со схемой прохождения ультразвуковых волн в металле стенки технологического канала (ТК). Работает блок УЗП в тракте ТК, заполненном водой, и состоит из 4 пьезопреобразователей (ПЭП): одного прямого - для возбуждения продольных волн и трех наклонных - для возбуждения поперечных волн.

Прямой преобразователь И-ПЗ (излучатель-приемник) служит для возбуждения продольных волн и для определения толщины стенки ТК; наклонный преобразователь И4 (излучатель) - для возбуждения ультразвуковой волны в металле стенки ТК, а П1 и П2 (приемные) преобразователи - для приема прошедшей в металле поперечной волны, возбужденной ИЗ. По времени прихода продольной и поперечной волн определяется их скорость.

Ультразвуковая продольная волна, возбужденная прямым преобразователем И-

уже вышли из научно-исследовательских лабораторий. Разрабатывается промышленный вариант системы контроля напряженного состояния.

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 акусто-

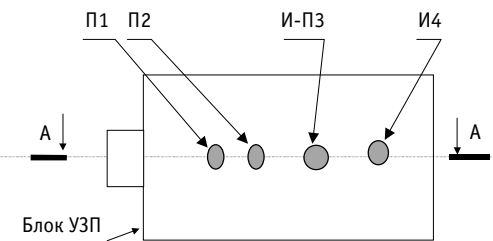


Рис. 2. Общий вид блока ультразвуковых преобразователей для определения напряженного состояния: И-ПЗ - прямой ПЭП; П1, П2, И4 - наклонные ПЭП

ПЗ (резонансная частота 5 МГц, диаметр пьезоэлемента 12 мм), распространяется в воде, дойдя до стенки ТК, отражается от нее, а часть энергии волны проникает в металл и, отразившись от наружной стенки канала, распространяется до внутренней, а затем опять устремляется к наружной. Такой цикл повторяется до полного ее затухания. Зная скорость распространения продольной ультразвуковой волны в воде и металле ТК можно рассчитать расстояние от блока преобразователей до стенки ТК и толщину стенки ТК.

В качестве элемента, преобразующего электрические колебания, поступающие от генератора импульсов, в механические и обратно, выбрана пьезокерамика ЦТС-19. Она наиболее стойкая к радиационному излучению и может использоваться при температуре теплоносителя до 100°C. Температура ее располяризации равна 283°C. Для погашения избыточных колебаний пьезокерамики применен демпфирующий состав на основе окисла вольфрамового порошка. Для улучшения прохождения ультразвуковых волн из пьезоэлемента в водную среду применен протектор, толщина которого кратна четверти длины ультразвуковой волны. Все составные элементы преобразователя помещены в капсулу, а электрические выводы подключены к генератору импульсов. Такие преобразователи, размещенные соответствующим образом в металлической заготовке, и составляют блок преобразователей.

Главным фактором, влияющим на изменение характеристик распространения ультразвуковых волн, является сопровождаемое напряжениями изменение межтомных расстояний и упругих модулей. Вследствие этого происходит изменение скоростей продольных и поперечных волн, их амплитуды. Измеряя скорости волн в напряженном и ненапряженном состояниях металла, сравнивая их, можно достаточно точно вычислить напряжения.

Таким образом, напряженное состояние твердого тела определяется тензором напряжений, образованным девятью компонентами нормальных (растяжения или сжатия) и касательных напряжений. В неограниченной твердой среде можно возбуждать ультразвуковые волны двух типов - продольную и поперечную.

Отношение скоростей продольной и поперечной волн зависит от коэффициента Пуассона среды. Изменения скоростей могут коррелировать с напряжениями растяжения или сжатия, а также внутренними напряжениями и текстурой материала. Можно показать, что скорости продольных и поперечных волн полностью определяются упругими характеристиками среды. Так скорость продольных волн определяется выражением

$$c_l = \sqrt{\frac{E(1-\mu)}{\rho(1+\mu)(1-2\mu)}}, \quad E = \frac{\rho c_t^2(4c_l^2 - 3c_t^2)}{c_l^2 - c_t^2},$$

где E - модуль нормальной упругости или модуль Юнга; ρ - плотность среды; μ - коэффициент Пуассона.

Модуль Юнга $E=P/\epsilon$ определяет напряжение, которое необходимо приложить к упругому объему, чтобы последний испытал деформацию. Коэффициент Пуас-

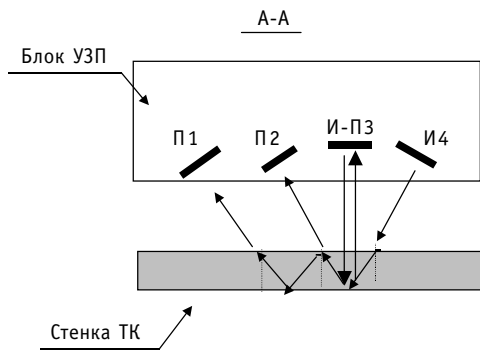


Рис. 3. Разрез блока ультразвуковых преобразователей со схемой прохождения ультразвуковых волн: П1, П2 – наклонные приемные преобразователи; И-ПЗ – прямой излучающий и приемный преобразователь; И4 – наклонный излучающий преобразователь

сона представляет собой отношение деформации в поперечном сечении ϵ_2 , которая возникает при наличии деформации ϵ_1 в продольном сечении, т. е. $\mu = -\epsilon_2/\epsilon_1$.

Поперечная волна возникает только в твердых телах и ее скорость определяется выражением

$$c_t = \sqrt{\frac{E}{2\rho(1-\mu)}} = \sqrt{\frac{G}{\rho}},$$

где G - модуль сдвига (первый коэффициент Ламе), представляющий собой тангенциальное напряжение, которое необходимо приложить к упругому объему, чтобы последний испытал единицу угловой деформации $G = P_\tau / \theta$, θ - угол сдвига.

Между модулем Юнга и модулем сдвига существует соотношение

$$G = E/2(1+\mu).$$

В общем виде линейаризованное уравнение, показывающее зависимость относительного изменения скорости распространения УЗ-волн от одноосных напряжений, можно записать следующим образом:

$$\Delta C / C = \beta \sigma,$$

где β - акустоупругий коэффициент одноосных напряжений, зависящий от упругих постоянных второго и третьего порядков. Общая схема стэнда, на котором были проведены испытания, представлена на рис.4.

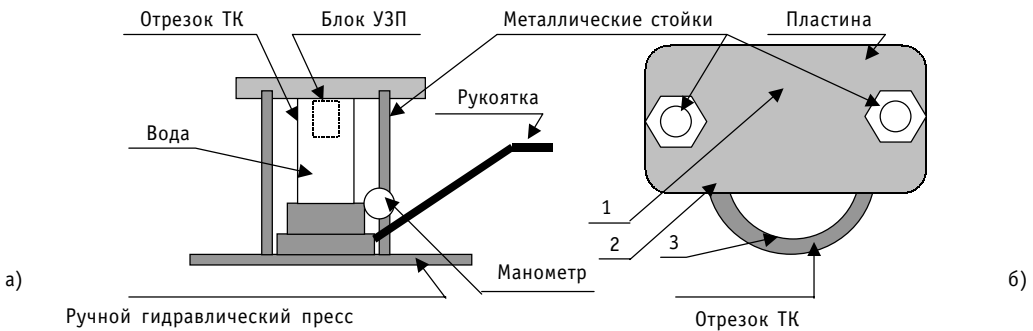


Рис. 4. Общая схема стэнда, используемого для проведения экспериментов: а) - общий вид стэнда; б) - вид сверху на отрезок ТК, удерживаемый металлической пластиной

В ручной гидравлический пресс, создающий давление до 10 МПа, устанавливался отрезок бездефектного ТК. Во внутреннюю полость отрезка ТК, залитого водой, помещался блок УЗП. Расположение отрезка ТК при прикладывании нагрузки хорошо видно на рис. 4б. Такое расположение позволяло распределить нагрузку на отрезок ТК таким образом, что максимум нагрузки приходился на область 1 (см. рис.4б), уменьшение нагрузки наблюдалось в области 2 и еще большее уменьшение - в области 3.

Упрощенная принципиальная электрическая схема устройства определения напряженного состояния показана на рис.5.

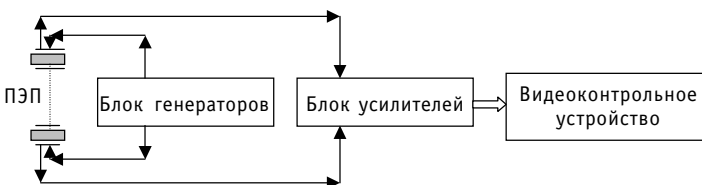


Рис. 5. Упрощенная принципиальная электрическая схема устройства

В результате проведенных экспериментов на фрагменте технологического канала в лабораторных условиях получены диаграммы, приведенные ниже. Видны линейные изменения времени прихода ультразвуковой волны в зависимости от давления на циркониевый, нержавеющий и переходной отрезки канала.

Из приведенных выше зависимостей видно, что изменение фиксируемо. Из проведенной серии измерений, а также, принимая во внимание погрешность измерений, можно сделать вывод о линейной зависимости изменения времени распространения ультразвуковых волн. Это существенно упрощает методику измерения напряженного состояния.

Внешний вид блока ультразвуковых преобразователей показан на рис. 7.

Ультразвуковая система контроля напряженного состояния переходников технологического канала построена по двухуровневому принципу, что позволяет распределить функции системы между ее составными частями. Верхний уровень иерархии представляет ЭВМ, которая задает режим работы блокам, находящимся на нижнем уровне, в соответствии с основным алгоритмом контроля. Кроме того, ЭВМ осуществляет обработку данных контроля, визуализацию процесса контроля в виде условной развертки трубы, накопление и долговременное хранение данных контроля, восстановление результатов контроля по архивным данным, а также тестирование отдельных узлов системы. ЭВМ имеет быстроедействие, позволяющее в реальном времени выполнять возложенные на нее функции, не снижая производительности контроля. Программное обеспечение представляет собой пакет стандартных и прикладных программ, обеспечивающих выполнение функций, возложенных на систему. Процедура съема и предварительной обработки данных УЗД заключается в перезаписи оцифрованных значений амплитуды УЗ-сигнала из модуля сбора данных в оперативное запоминающее устройство ЭВМ и формировании массива первичных данных, который переписывается в выходной файл. Ввод данных идет в диалоге с оператором через монитор и клавиатуру. Результат ввода - файлы системных данных (файл механизма и файл объекта контроля), которые являются входной информацией для программ чтения и корректировки данных. Процедура формирования протокола контроля заключается в анализе массива

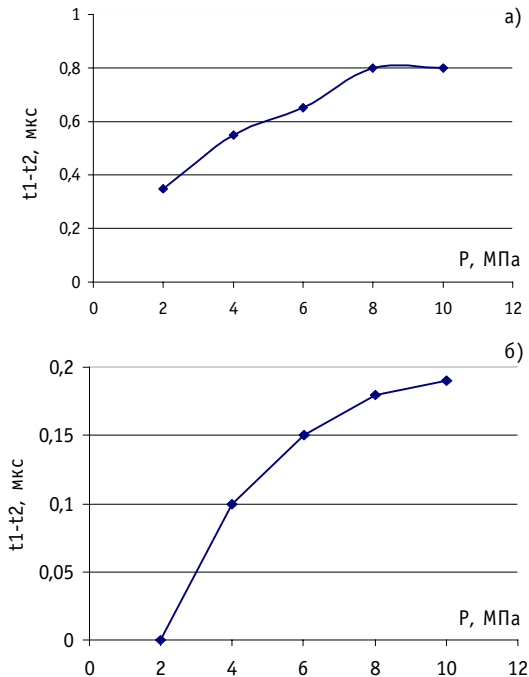


Рис.6. Изменение времени распространения поперечной ультразвуковой волны в цирконии (а) и продольной ультразвуковой волны (отражение от стенки) (б)



Рис. 7. Блок ультразвуковых преобразователей

построена по двухуровневому принципу, что позволяет распределить функции системы между ее составными частями. Верхний уровень иерархии представляет ЭВМ, которая задает режим работы блокам, находящимся на нижнем уровне, в соответствии с основным алгоритмом контроля. Кроме того, ЭВМ осуществляет обработку данных контроля, визуализацию процесса контроля в виде условной развертки трубы, накопление и долговременное хранение данных контроля, восстановление результатов контроля по архивным данным, а также тестирование отдельных узлов системы. ЭВМ имеет быстроедействие, позволяющее в реальном времени выполнять возложенные на нее функции, не снижая производительности контроля. Программное обеспечение представляет собой пакет стандартных и прикладных программ, обеспечивающих выполнение функций, возложенных на систему. Процедура съема и предварительной обработки данных УЗД заключается в перезаписи оцифрованных значений амплитуды УЗ-сигнала из модуля сбора данных в оперативное запоминающее устройство ЭВМ и формировании массива первичных данных, который переписывается в выходной файл. Ввод данных идет в диалоге с оператором через монитор и клавиатуру. Результат ввода - файлы системных данных (файл механизма и файл объекта контроля), которые являются входной информацией для программ чтения и корректировки данных. Процедура формирования протокола контроля заключается в анализе массива

данных и представлении результатов контроля на экране дисплея и в виде бумажной копии. Таким образом, применение эффекта акустоупругости позволяет эффективно контролировать напряженное состояние технологических каналов и предсказывать появление трещин, что значительно увеличивает безопасность эксплуатации реакторов РБМК.

Литература

1. Безопасность АЭС с канальными реакторами. Конструкция активной зоны /Л.А. Белянин, В.И. Лебедев, Ю.В. Гарусов и др. – 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. – С.3-8.
4. Benson R. W., Raelson V. G. Aconstoelastiking. – 1959.
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/Под ред. И.Г. Михайлова. Пер. с англ. - М.: Мир, 1972.

Поступила в редакцию 03.10.2000

УДК 621.039.584

РАСЧЕТНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ УДЕРЖАНИЯ КОРИУМА В ЛОВУШКЕ СО СТРУЙНЫМ ОХЛАЖДЕНИЕМ СТЕНОК

М.В. Кащеев

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



В качестве устройства для удержания и охлаждения кориума за пределами корпуса реактора рассмотрена ловушка со струйным охлаждением стенок. Предложенная конструкция ловушки позволяет решить основные проблемы удержания и охлаждения кориума после его выхода из корпуса реактора. Выполнено расчетное исследование взаимодействия кориума с корпусом данной ловушки с использованием кода PPRKRS. Он может быть применен для анализа возможности удержания кориума в ловушке любой конструкции.

ВВЕДЕНИЕ

В странах мира, ведущих в области реакторостроения, в том числе и в России, выполнен большой объем работ по обоснованию безопасности АЭС с легководными реакторами в случае возникновения тяжелых аварий, приводящих к плавлению активной зоны. При выполнении работ проводились расчетные и экспериментальные исследования процессов, связанных с плавлением активной зоны, перемещением кориума в нижнюю часть корпуса реактора, возможностью удержания кориума в корпусе реактора. Несомненный интерес представляет собой анализ вопросов, касающихся удержания кориума за пределами корпуса реактора, особенно в связи с необходимостью проектирования для новых АЭС с ВВЭР-1000 устройств удержания кориума, предотвращающих нарушение герметичности защитной оболочки после выхода кориума из корпуса реактора.

ОРГАНИЗАЦИЯ УДЕРЖАНИЯ И ОХЛАЖДЕНИЯ КОРИУМА

Если кориум выйдет за пределы корпуса реактора, то его удержание и охлаждение можно организовать двумя способами:

- растеканием кориума по большой площади, с последующим охлаждением его путем подачи воды сверху;
- охлаждением кориума в ограниченном объеме под реактором - в шахте реактора, облицованной материалами, защищающими строительный бетон от разрушения.

В последнем случае, получившем название тигельного варианта, различают следующие подварианты:

- попадание кориума непосредственно в слой воды с возможной последующей фрагментацией;
- попадание кориума на промежуточное днище, близкое по форме к днищу реактора, с организацией охлаждения промежуточного днища естественной циркуляцией заливаемой или находящейся снаружи воды.

Для обоих рассмотренных вариантов локализации его (с растеканием кориума и охлаждаемой водой ловушкой) поведение кориума в шахте зависит от ряда параметров, среди которых наиболее значимыми являются характер разрушения корпуса реактора (глобальный или локальный), месторасположение разрыва (или проплавления) корпуса, состав кориума, его температура и уровень остаточного энерговыделения, скорость истечения кориума из разрыва и ряд других. Эти параметры целиком определяются сценарием развития аварии, и работа по их уточнению должна быть продолжена.

В настоящее время предпочтение может быть отдано тигельному варианту по сравнению с вариантом растекания кориума по большой площади. Вместе с тем выбор конкретной конструкции для удержания и охлаждения кориума при тигельном способе требует проведения дальнейших исследований.

Отметим также, что кориум, находящийся в нижней части корпуса реактора, может выйти в бетонную шахту реактора одним из следующих способов:

- в результате разрыва или проплавления днища корпуса с вытеканием кориума одновременно или несколькими порциями;
- в результате отрыва днища корпуса по всему периметру разрыва. При наличии конструкции, удерживающей днище от возможного перемещения, остается первый способ.

ЛОВУШКА СО СТРУЙНЫМ ОХЛАЖДЕНИЕМ СТЕНОК

Основной проблемой, связанной с ловушками и не нашедшей убедительного решения до сих пор, является проблема надежного отвода тепла от кориума. Намечившиеся пути ее решения, в основном, сводятся к увеличению поверхности теплоотвода от кориума к охлаждающей среде, что может быть достигнуто, например, с помощью растекания кориума по большой поверхности или предварительным заполнением ловушки легкоплавкими материалами для увеличения объема кориума и площади его взаимодействия со стенками ловушки.

В данной работе рассматривается конструкция ловушки, позволяющая отводить от кориума максимально возможные тепловые потоки при сохранении ее механической прочности.

Конструкция ловушки (рис.1) представляет собой котел, наружная поверхность которого охлаждается с помощью орошения струями малого диаметра. Струи формируются при прохождении через отверстия в стальном листе, расположенном эквидистантно охлаждаемой поверхности. Согласно результатам экспериментов [1-3], плотность теплового потока, отводимого при струйном охлаждении, может достигать 10 МВт/м^2 .

Кориум в жидком виде или в виде смеси жидкой фазы и твердых фрагментов после выхода из корпуса реактора попадает в стальной внутренний несущий корпус ловушки толщиной примерно 100 мм, охлаждаемый снаружи струями. Толщина эквидистантно расположенного стального листа (промежуточного днища) около 20 мм, расстояние между внутренним корпусом и промежуточным днищем примерно 100 мм.

Наружный корпус служит для организации подвода воды к промежуточному днищу, толщина наружного корпуса около 50 мм. К промежуточному и наружно-

му днису привариваются вертикальные ребра, создающие жесткость конструкции ловушки. Наружное днище опирается на бетонное основание шахты реактора. Величина зазора между наружным корпусом и промежуточным днищем примерно 50 мм.

Все размеры ловушки будут уточнены на последующих этапах ее проектирования.

Значительная толщина внутреннего корпуса обеспечивает необходимую механическую прочность ловушки, смягчение термошока в первый момент при падении в ловушку кориума.

Выполнена оценка теплосъема от стенок ловушки. Она проводилась в соответствии с [1], где приведены зависимости для определения критической плотности теплового потока при охлаждении обогреваемого диска струей жидкости. Выполненная оценка возможности охлаждения устройства для удержания кориума (принято $d=1,5$ мм, $D=10\div 50$ мм, d - внутренний диаметр сопла, D - диаметр обогреваемого диска) позволила установить, что расход воды около 20 кг/с обеспечит надежное охлаждение кориума. В связи с тем, что действительное распределение плотности теплового потока по поверхности устройства неравномерно, потребуется профилирование частоты отверстий на единицу площади. Для наиболее теплонапряженных участков поверхности ловушки плотность размещения отверстий варьируется от 500 до 1000 $1/\text{м}^2$.

Можно ожидать, что в кориуме, поступающем в ловушку, будет 100÷150 т стали.

Выход кориума вероятнее всего будет ступенчатым. Однако нельзя и исключать и залпового выхода кориума, причем, очевидно, он является наиболее жестким.

В случае гильотинного разрушения корпуса реактора для сохранения ловушки потребуются ограничители перемещения оторвавшейся части корпуса реактора. В качестве ограничителей могут быть использованы трубы, охлаждаемые изнутри струями воды и проходящие через объем ловушки, что увеличивает площадь теплоотвода от кориума и упрощает работу ловушки.

Отметим, что ловушка должна быть рассчитана на прием 25-40 м^3 кориума.

АНАЛИЗ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ КОРИУМА С КОРПУСОМ ЛОВУШКИ

Для расчета взаимодействия кориума с корпусом ловушки применялся код PPRKRS (программа прогнозирования разрушения корпуса реактора с учетом стратификации компонент кориума), предназначенный для анализа взаимодействия кориума с внутрикорпусными устройствами и корпусом реактора ВВЭР с учетом его особенностей. Он основан на гетерогенной математической модели взаимодействия кориума с корпусом реактора [4] и разработан на базе кода ВКРК [5]. С

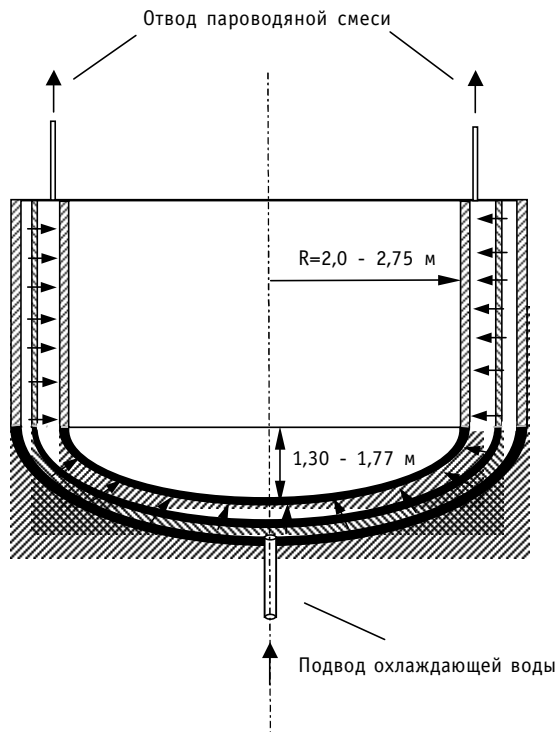


Рис. 1. Схема устройства для удержания кориума

использованием кода PPRKRS проведено сравнение процесса охлаждения кориума в ловушке при залповом выходе всего кориума для двух сценариев:

- а) в ловушке имеет место полное перемешивание всех компонент кориума;
- б) в ловушке происходит полное перемешивание диоксида урана, стали и циркония; оксиды циркония и железа всплывают на поверхность кориума и образуют слой легких оксидов.

В первом случае в ловушку падает кориум общей массой 262 т. Он состоит из 80 т UO_2 , 24 т металлического циркония, 30% которого превращено в ZrO_2 , 150 т стали, 8 т оксидов железа. Температура оксидов 2773 К, температура металлов 2223 К.

Теплофизические свойства кориума рассчитывались как для гомогенной смеси с учетом температурной зависимости свойств компонент. Температура наружной поверхности стенки ловушки принята равной температуре насыщения воды при давлении $p=0,3$ МПа.

На рис. 2 показано изменение во времени температуры кориума в точке, расположенной на оси ловушки при $z=1,09$ м. Время отсчитывается с момента выпадения кориума в ловушку.

Максимальная глубина проплавления стенки достигается в эллиптической части в момент времени 33300 с от начала аварии и составляет 1,7 см, оставшаяся толщина стенки корпуса равна 8,3 см. После этого момента глубина проплавления практически не меняется, т.е. фактически состояние корпуса ловушки стабилизируется. Максимальная температура кориума достигается к моменту времени 39300 с и составляет 2648 К. Затем температура кориума начинает постепенно снижаться.

Средняя плотность теплового потока за счет излучения с поверхности кориума составляет 0.2 и 0,25 МВт/м² в моменты времени 30600 и 45000 с от начала аварии.

Таким образом, в случае равномерного перемешивания компонент кориума ловушка сохраняет свою механическую прочность, температура кориума через

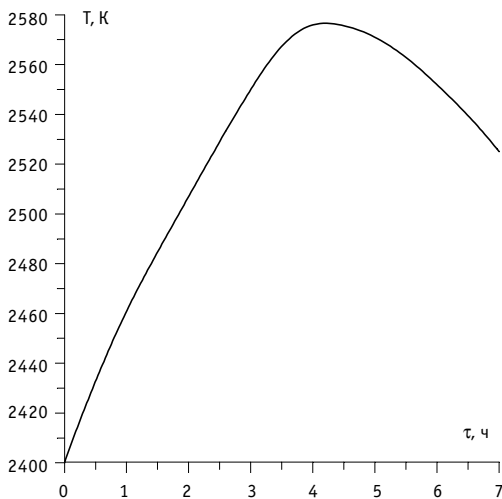


Рис. 2. Зависимость температуры кориума в точке с координатами $r=0$, $z=1,09$ м от времени с момента выпадения кориума в ловушку ($\tau_0=6.5$ ч после начала аварии). Без слоя оксидов на поверхности кориума

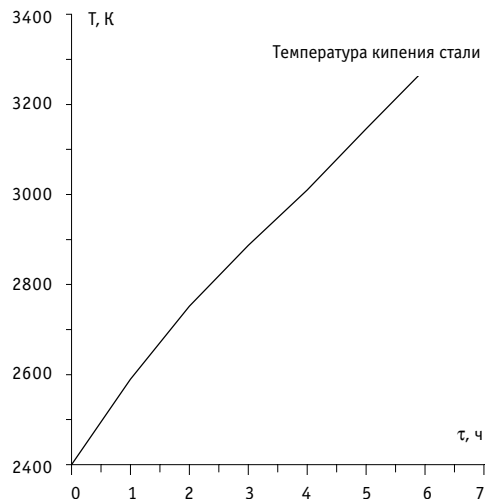


Рис. 3. Зависимость температуры кориума в точке с координатами $r=0$, $z=1,09$ м от времени с момента выпадения кориума в ловушку ($\tau_0=6.5$ ч после начала аварии). С наличием слоя оксидов на поверхности кориума

5 ч после его выпадения в ловушку начинает снижаться.

Во втором случае (с наличием слоя легких оксидов на поверхности кориума) было принято, что сверху находится слой оксидов железа и циркония общей массой 15,2 т. Результаты расчета взаимодействия кориума с корпусом ловушки с учетом слоя легких оксидов на его поверхности представлены на рис. 3,4. Расчет также выполнен по программе PPRKRS.

На рис. 3 приведено изменение во времени температуры кориума в точке, расположенной на оси ловушки при $z=1,09$ м (время отсчитывается от момента выпадения кориума в ловушку). Из рис. 3 видно,

что температура кориума в рассматриваемой точке увеличивается со временем, причем для одних и тех же моментов времени она заметно выше, чем в случае представления кориума как гомогенной смеси без учета слоя оксидов сверху (см. рис. 2).

На рис. 4 представлена зависимость минимальной толщины непроплавленной части корпуса ловушки от времени. Максимальная глубина проплавления стенки достигается в момент времени 18900 с и составляет 4,38 см, оставшаяся толщина стенки корпуса равна 5,62 см. После этого момента состояние корпуса ловушки фактически стабилизируется. К моменту времени 22500 с достигается максимальная температура кориума, равная температуре кипения стали 3300 К.

Таким образом, на основании полученных результатов можно сделать вывод о том, что наличие слоя оксидов на поверхности кориума существенно для процесса взаимодействия кориума с корпусом ловушки.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Предложенная конструкция ловушки позволяет решить основные проблемы удержания и охлаждения кориума за пределами корпуса реактора:

- снимается вопрос с размещением в ловушке кориума независимо от его параметров и сценария выхода из корпуса реактора;
- обеспечивается естественная циркуляция теплоносителя по контуру: бассейн выдержки – ловушка – бассейн выдержки;
- запас имеющейся воды обеспечивает пассивным способом охлаждение ловушки в течение 24 часов и более.

2. С использованием кода PPRKRS получено, что в случае равномерного перемешивания компонент кориума ловушка сохраняет свою механическую прочность, температура кориума через 5 часов после его выпадения в ловушку начинает снижаться.

3. Наличие слоя оксидов на поверхности кориума существенно для процесса взаимодействия кориума с корпусом ловушки.

4. Код PPRKRS может быть использован для расчетного анализа процессов в

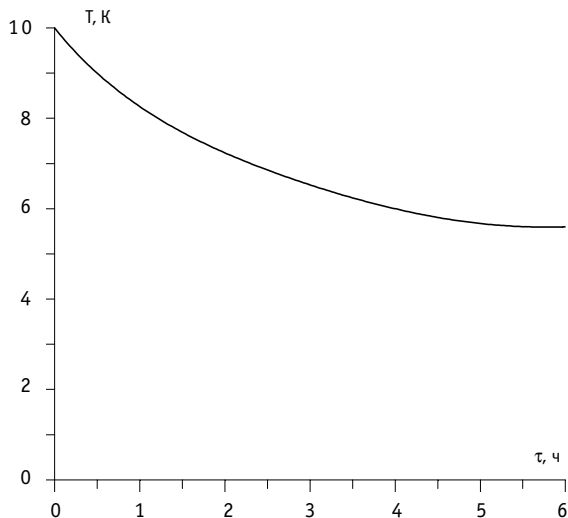


Рис. 4. Зависимость минимальной толщины непроплавленной части стенки корпуса ловушки от времени

ловушке кориума любой конструкции и при любом сценарии аварии.

Литература

1. *Като, Шимицу*. Верхняя граница критической плотности теплового потока при кипении насыщенной жидкости в условиях вынужденной конвекции на обогреваемом диске при набегании тонкой струи // Теплопередача. – 1979. – Т. 101. – № 2. – С. 90-95.
2. *Monde M., Katto J.* Burnout in High Heat-Flux Boiling System with an Impinging Jet // Int. J. of Heat and Mass Transfer. – 1978. – V. 21.
3. *Исаченко В.П., Кушнырев В.И.* Струйное охлаждение. - М.: Энергоатомиздат, 1984.
4. *Кащеев М.В.* Гетерогенная математическая модель для описания стратификации компонент кориума при его взаимодействии с корпусом реактора. Препринт ФЭИ-2851. - Обнинск, 2000.
5. *Долгов В.В., Кащеев М.В., Муранов Ю.В.* Моделирование теплового разрушения корпуса реактора при тяжелой аварии на АЭС с реакторами типа ВВЭР // ТВТ. - 1996. - Т.34. - №5. - С. 770.

Поступила в редакцию 10.11.2000

УДК 621.039.526

О ВЫБОРЕ ОПТИМАЛЬНОГО СОСТАВА СПЛАВА Na-K-Cs ДЛЯ ОХЛАЖДЕНИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

В.С. Окунев

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



Сплав Na-K-Cs может рассматриваться в качестве потенциального теплоносителя реакторов на быстрых нейтронах. В статье обсуждается выбор оптимального состава такого сплава. Этот состав может быть получен на основе решения многокритериальной оптимизационной задачи.

ВВЕДЕНИЕ

Наибольшими возможностями регулирования свойств теплоносителя реактора на быстрых нейтронах (БР) обладают многокомпонентные сплавы жидких металлов. Если задача оптимизации соотношения концентраций компонентов бинарного сплава с точки зрения того или иного критерия качества достаточно тривиальна, то при переходе к теплоносителям на основе трехкомпонентных систем решение такой задачи трудоемко и может быть связано с серьезными проблемами. Сложность решения подобных задач многократно возрастает, если отдельные компоненты сплава способны образовывать эвтектику и если при определенных соотношениях концентраций составляющих элементов возможно качественное изменение химических свойств сплава. В первую очередь эти замечания относятся к трехкомпонентным сплавам щелочных металлов на основе натрия, калия и цезия, которые, как и отдельные составляющие, в том числе образующие бинарные эвтектические сплавы, могут рассматриваться в качестве потенциальных теплоносителей БР.

ИССЛЕДОВАНИЯ В ГИЦ РФ-ФЗИ

Авторами [1] рассматривалась возможность применения сплава Na-K-Cs в качестве теплоносителя РУ. Показано, что в интервале температур 300...1000 К при определенных соотношениях концентрации компонентов такой сплав окисляется на воздухе «без интенсивного выделения аэрозолей и заметного повышения температуры». Область невоспламеняемости описывается неравенством

$$(6 C_{\text{Na}} - 1)^2 - 8 C_{\text{K}} C_{\text{Cs}} + 1 \leq 0, \quad (1)$$

где C_{Na} , C_{K} , C_{Cs} - атомные доли натрия, калия и цезия соответственно [1].

АНАЛИЗ ВНУТРЕННЕЙ САМОЗАЩИЩЕННОСТИ

В работе [2] представлены результаты расчетно-оптимизационного анализа внутренней самозащищенности БР, охлаждаемого эвтектикой Na-K-Cs. Показано, что безопасность реактора при использовании такого сплава в качестве теплоносителя может быть обеспечена за счет внутренне присущих свойств и пассивных систем при снижении энергонапряженности активной зоны по сравнению с традиционными БР с натриевым охлаждением. Так для РУ типа «Суперфеникс» половинной мощности (иначе говоря, РУ мощностью БН-600 с размерами активной зоны, соответствующими «Суперфениксу»), заполненной теплоносителем Na-K-Cs, в принципе достижима внутренняя самозащищенность от аварий LOFWWS (нарушение принудительной циркуляции теплоносителя первого контура, сопровождающееся отказом аварийной защиты), LOHS WS (нарушение теплоотвода от первого контура с отказом аварийной защиты), TOP WS (ввод положительной реактивности с отказом аварийной защиты) и OVC WS (переохлаждение теплоносителя первого контура с отказом аварийной защиты). Таким образом, сплав Na-K-Cs может быть использован в качестве теплоносителя БР.

ВОЗМОЖНОСТИ ОПТИМИЗАЦИИ СОСТАВА СПЛАВА

Процесс оптимизации соотношения концентраций компонентов, иначе говоря, состава сплава Na-K-Cs с точки зрения минимизации стоимости теплоносителя, повышения внутренней самозащищенности от аварий с нарушением теплоотвода, захолаживанием и потерей теплоносителя, носит конфликтный характер. Использованию цезия (увеличению концентрации цезия в сплаве) препятствуют его высокая активизируемость в активной зоне реактора и малое производство (высокая стоимость). Повышение концентрации цезия в сплаве Na-K-Cs приводит к уменьшению пустотного эффекта реактивности (ПЭР), с одной стороны, и ухудшению самозащищенности от аварий с нарушением теплоотвода - с другой. Первый эффект объясняется меньшей замедляющей способностью более тяжелых элементов (калия и цезия по сравнению с натрием) и, следовательно, меньшим влиянием потери теплоносителя БР на спектр нейтронов; второй обусловлен снижением температуры кипения сплава по сравнению с чистыми натрием и калием. В то же время температура замерзания эвтектики Na-K-Cs настолько низка (175 К), что этим преимуществом трудно воспользоваться на практике (достаточно обеспечить незамерзаемость теплоносителя при нормальных условиях - давлении 1 атм, минимальной температуре теплоносителя 293 К). Незначительное изменение концентрации цезия в сплаве Na-K-Cs приведет к незначительному, с точки зрения обеспечения самозащищенности от аварий с захолаживанием теплоносителя, увеличению температуры замерзания сплава (по сравнению с эвтектикой).

Таким образом, имеет смысл решения задачи минимизации концентрации цезия в сплаве Na-K-Cs при условии сохранения основных преимуществ использования такого теплоносителя - невоспламеняемости и детерминистического исключения замерзания в реакторе. Первое условие определяется выражением (1), второе - незамерзанием сплава при нормальных условиях. Условие невоспламеняемости доминирует при выборе теплоносителя РУ нового поколения. Оно выполнимо для достаточно широкого диапазона концентрации цезия в сплаве: в соответствии с условием (1) от 19 до 69% атомов или от 46,6 до 89,2 % по массе (эвтектика соответствует массовому содержанию цезия 73,8%). Незамерзаемость сплава обеспечивается в точке эвтектики и вблизи нее, т.е. при незначительном отклонении концентрации цезия в сплаве от 73,8%, а также при малом (в идеале, нулевом) содержании цезия в сплаве Na-K-Cs. В отсутствие цезия натрий и калий

могут образовывать эвтектические сплавы при массовом содержании натрия 22 и 56%, температура замерзания которых 262 и 292 К соответственно.

ЗАДАЧА ПОИСКА ОПТИМАЛЬНОГО УПРАВЛЕНИЯ

Вообще говоря, проблема выбора наилучшего соотношения концентраций компонентов сплава Na-K-Cs - задача непрерывной многокритериальной (или векторной) оптимизации. В общем виде она может быть сформулирована как задача поиска вектора управления \mathbf{u} с компонентами $\{u_k\}$, $k=1,2,\dots,K$, из области определения $u_k^{\min} \leq u_k \leq u_k^{\max}$, при которых функционалы $F_i(\mathbf{u})$, $i=1,2,\dots,J$ принимают оптимальное (минимальное или максимальное) значение и выполняются ограничения для функционалов $F_i(\mathbf{u}) \leq F_i^{\text{доп}}$, $i=J+1, J+2, \dots, I$. Функционалы $F_i(\mathbf{u})$ также зависят от переменных состояния, определенных на решениях известных уравнений. Предполагается, что значения u_k^{\min} , u_k^{\max} и $F_i^{\text{доп}}$ известны. В данном случае в качестве компонентов вектора управления выбираются концентрации натрия, калия и цезия в сплаве, а также параметры компоновки, решетки твэлов, расход теплоносителя при работе реактора на номинальной мощности, обогащение топлива и др., а в качестве функционалов $F_i(\mathbf{u})$, $i=1, 2, \dots, I$ - стоимость теплоносителя, критерии надежности, ПЭР, параметры, характеризующие наиболее опасные аварийные ситуации из числа ATWS (режимы, сопровождающиеся отказом аварийной защиты): экстремальные температуры компонентов реактора, мощность, давление в газовой полости твэлов, прочностные и прочие характеристики в аварийных режимах работы РУ, т.е. функционалы безопасности.

Решение такой задачи не является строго математической проблемой и представляет собой совокупность неформальных процедур [3]. Общая постановка задачи, связанная с формированием системы критериев качества, и выбор наиболее предпочтительного варианта решения, как правило, не формализованы и носят субъективный характер. Решение задачи облегчается благодаря статистической взаимосвязи некоторых критериев, определяемой коэффициентом λ ($0 \leq \lambda \leq 1$) множественной корреляции [3]. Например, для таких критериев как стоимость теплоносителя и ПЭР $\lambda=0$; стоимость теплоносителя и внутренняя самозащищенность от аварий с нарушением теплоотвода (LOF WS, LOHS WS) $\lambda=1$, хотя последнее условие может присутствовать в оптимизационной задаче в виде ограничений для соответствующих функционалов безопасности, что более предпочтительно.

МНОЖЕСТВО ПРЕДПОЧТИТЕЛЬНЫХ РЕШЕНИЙ

Учитывая факторы субъективного характера, отдавая предпочтение тем или иным критериям качества, вообще говоря, можно получить различные оптимальные решения, т.е. оптимальное содержание цезия в сплаве Na-K-Cs может быть различным. И тем не менее, отдавая предпочтение определенным вариантам решения многокритериальной задачи, можно выделить, по крайней мере, девять оптимумов, или девять решений V_1, V_2, \dots, V_9 , каждое из которых получено при условии предпочтительности того или иного критерия качества:

1) V_1 , если в качестве наиболее предпочтительного критерия выбрана стоимость теплоносителя: $V_1 = \{0\%Cs, 0\%K, 100\%Na\}$ (здесь и далее в процентах указано массовое содержание);

2) V_2 - стоимость теплоносителя и внутренняя самозащищенность от аварий с захолаживанием - $0\%Cs-22\%Na-78\%K$ (т.е. эвтектика Na-K);

3) V_3 - ПЭР - 100% Cs;

4) V_4 - внутренняя самозащищенность от аварий с нарушением теплоотвода - 100% Na;

5) V_5 - обеспечение невоспламеняемости теплоносителя - множество оптимальных концентраций, удовлетворяющих условию (1) т.е. область оптимальности с центром в точке $3,5\%Na-21,9\%K-74,6\%Cs$ [1];

6) V_6 - внутренняя самозащищенность от аварий с захолаживанием - $4,2\%Na-22,0\%K-73,8\%Cs$ (эвтектика);

7) V_7 - внутренняя самозащищенность от аварий с захолаживанием и невоспламеняемость - эвтектика $Na-K-Cs$;

8) V_8 - ПЭР и невоспламеняемость теплоносителя - определяется условием (1) при максимальном содержании цезия - $89,2\% Cs$;

9) V_9 - стоимость теплоносителя, невоспламеняемость, внутренняя самозащищенность от аварий с нарушением теплоотвода - определяется условием (1) при минимальном содержании цезия - $7,1\%Na-46,3\%K-46,6\%Cs$.

ПОИСК НАИБОЛЕЕ ПРЕДПОЧТИТЕЛЬНОГО РЕШЕНИЯ

Оптимум, соответствующий низкой стоимости теплоносителя, отрицательному ПЭР, наилучшей самозащищенности от аварий с захолаживанием теплоносителя и нарушением теплоотвода, потерей теплоносителя в результате его сгорания и минимальной стоимости теплоносителя, может быть определен однозначно только при учете весовых коэффициентов, отражающих значимость всех перечисленных критериев. Иначе говоря, определение оптимального управления требует проведения предварительного ранжирования вышеперечисленных факторов (критериев) и аварийных ситуаций по степени значимости и опасности. Очевидно, что этот оптимум принадлежит интервалу концентрации цезия, при которой сплав $Na-K-Cs$ не воспламеняется, т.е. $46,6...89,2\%Cs$. Учитывая, что внутренняя самозащищенность от аварий типа ATWS и отрицательный ПЭР могут быть достигнуты оптимальным выбором параметров компоновки, решетки твэлов и другими техническими решениями конструкции реактора, именно критерию невоспламеняемости при прочих приблизительно равных условиях и следует отдавать предпочтение при выборе теплоносителя РУ нового поколения.

Ранжирование вариантов по степени значимости и выбор наиболее предпочтительного решения могут основываться на идеях и методах решения дискретных многокритериальных задач. В рассматриваемом случае множество анализируемых объектов (V_1, V_2, \dots, V_9) конечно. Из этих девяти объектов задачи дискретной оптимизации можно выделить множество наиболее предпочтительных решений (объектов). К такому множеству следует отнести варианты V_5, V_6, V_7, V_8, V_9 .

При проектировании энергетических реакторов для широкомасштабной ядерной энергетики будущего предпочтительность отдается таким критериям как экономическая эффективность (в рассматриваемой задаче — стоимость теплоносителя) и безопасность.

При использовании теплоносителя на основе сплава $Na-K-Cs$ в единичных блоках РУ специального назначения (например, БР, предназначенных для трансмутации младших актинидов) улучшение экономических показателей реактора менее актуально. Отдавая предпочтение трем критериям задачи (невоспламеняемость, наименьший ПЭР и наилучшая самозащищенность от аварий с нарушением теплоотвода), можно выделить эффективные объекты. К ним относятся варианты V_5, V_6, V_7, V_8, V_9 . Эти объекты являются доминирующими и более предпочтительны, чем V_1, V_2, V_3, V_4 . Таким образом, в задаче поиска наиболее предпочтительного объекта варианты V_1, V_2, V_3, V_4 можно не рассматривать.

Суть дальнейшего анализа проиллюстрирована с помощью рисунка. Здесь F_1, F_2 и F_3 - критерии оптимальности (целевые функционалы), определяющие невоспла-

меняемость, наименьший ПЭР и наилучшую самозащищенность от аварий с нарушением теплоотвода соответственно. Определим их. Пусть R - расстояние от центра эллипса (1) до точки, соответствующей решению V_5, V_6, V_7, V_8 или V_9 в координатах атомных концентраций Na, K и Cs , тогда

$$\begin{aligned} \Phi_1 &= -R, \\ \Phi_2 &= -\text{ПЭР}, \end{aligned}$$

$$\Phi_3 = (T_{\text{доп}} - T_{\text{LOF}}) + (T_{\text{доп}} - T_{\text{LOHS}}) = 2T_{\text{доп}} - T_{\text{LOF}} - T_{\text{LOHS}},$$

где $T_{\text{доп}}$ - максимально допустимая температура теплоносителя (выбирается с учетом температурного запаса до кипения); $T_{\text{LOF}}, T_{\text{LOHS}}$ - максимальная температура теплоносителя в аварийных режимах LOFWS LOHS WS соответственно, причем условию самозащищенности соответствует $T_{\text{доп}} \geq T_{\text{LOF}}, T_{\text{доп}} \geq T_{\text{LOHS}}$. Переходя к относительным (безразмерным) значениям F_1, F_2, F_3 функционалов Φ_1, Φ_2, Φ_3 соответственно, определим область в координатах (F_1, F_2, F_3) , в которой находятся доминирующие объекты. Эта область эффективных объектов ограничена тремя плоскостями А, Б и В (см. рис. 1), соответствующими $F_i \geq F_i^{\text{min}}$ (где $i=1, 2, 3$); F_i^{min} - минимально допустимое значение соответствующего функционала. Линии пересечения плоскостей А и Б, Б и В, А и В параллельны осям $[OF_1], [OF_3]$ и $[OF_2]$ соответственно. Точка O_2 соответствует условиям $F_1 = F_1^{\text{min}}, F_2 = F_2^{\text{min}}$ и $F_3 = F_3^{\text{min}}$. Цель задачи - максимизация F_i при условии $F_i \geq F_i^{\text{min}}$ (в рассматриваемом случае $i=1, 2, 3$).

Упорядочим варианты V_5, V_6, V_7, V_8, V_9 по предпочтению. Отметим, что решения V_6 и V_7 совпадают (соответствуют концентрациям эвтектики), поэтому одно из них, например, V_6 , можно исключить из рассмотрения. Запишем оставшиеся объекты в порядке предпочтения - с точки зрения максимизации функционала F_1 : V_5, V_7, V_8, V_9 ; максимизации F_2 : V_8, V_5, V_7, V_9 ; максимизации F_3 : V_9, V_7, V_5, V_8 . Из рисунка видно, что объект V_8 принадлежит плоскости А, т.е. для него $F_3 = F_3^{\text{min}}$. Объект V_9 принадлежит оси F_3 , иначе говоря, плоскостям Б и В, т.е. для него $F_1 = F_1^{\text{min}}$ и $F_2 = F_2^{\text{min}}$. Таким образом, объект V_8 можно считать более предпочтительным, чем V_9 . Варианты V_5, V_7 лежат внутри области доминирующих объектов на некотором удале-

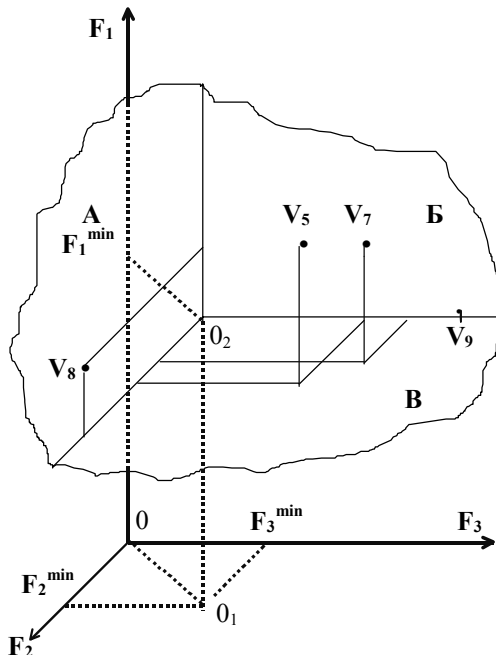


Рис. 1. Общий вид области эффективных объектов

нии от границы этой области, т.е. для них выполняются строгие неравенства $F_i > F_i^{\min}$ ($i = 1, 2, 3$), причем V_5 доминирует дважды, т.е. по двум критериям: и при максимизации F_1 , и при максимизации F_2 , а вариант V_7 - один раз (при максимизации функционала F_3). Таким образом, наиболее предпочтительным объектом можно считать вариант V_5 . Если считать все сплавы на основе натрия, калия и цезия с комбинациями концентраций компонентов из области (1) «равновоспламеняющимися», то приближение к центру области невоспламеняемости внутри (1) теряет смысл, иначе говоря, не имеет смысла максимизация функционала F_1 внутри области (1). В этом случае достаточно выполнить условие $F_i > F_i^{\min}$ и наиболее предпочтительным решением следует считать V_7 ($V_7 \ll V_6$), соответствующее эвтектике. Строго говоря, выбор наилучшего решения из V_5 и V_7 должен проводиться с учетом коэффициентов значимости критериев F_1 , F_2 и F_3 . Ранжирование аварийных событий по степени значимости (опасности, важности) может быть проведено, например, по методике, предложенной в работе [4].

Выбор наиболее предпочтительного решения при проектировании энергетических РУ требует использования дополнительных целевых функционалов, учитывающих экономические характеристики, и минимизацию одного или нескольких из них. В этом случае оптимизация состава сплава Na-K-Cs в первом приближении должна проводиться при условиях его минимальной стоимости и максимизации безопасности реактора, охлаждаемого таким теплоносителем. Наиболее предпочтительным решением такой задачи является вариант V_9 , позволяющий обеспечить внутреннюю самозащищенность от основных типов аварий, наиболее опасных для БР с жидкометаллическим охлаждением активной зоны, и снизить стоимость теплоносителя благодаря уменьшению массового содержания цезия (в 1,58 раза по сравнению с эвтектикой) в сплаве, т.е. оптимум принадлежит границе области изменения концентраций, определяемой условием (1).

Решение V_9 принадлежит линии пересечения плоскостей Б и В, т.е. условию $F_3 = F_3^{\min}$. Дальнейшее повышение экономической эффективности реактора возможно при комплексной оптимизации его параметров, предполагающей поиск оптимального управления u , в качестве компонентов которого выбираются не только концентрации натрия, калия и цезия в сплаве, но и параметры компоновки, решетки твэлов, расход теплоносителя, обогащение топлива и др.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В заключение отметим, что оптимальный состав сплава Na-K-Cs для применения в качестве теплоносителя БР может быть получен в результате решения задачи многокритериальной оптимизации. Причем, для РУ различного целевого назначения оптимальные (наиболее предпочтительные) решения могут быть различны, и для сплавов, образующих эвтектику, оптимум не всегда совпадает с точкой эвтектики.

Расчеты проведены с помощью программ DRACON-M и FRISS-2D [5] для традиционной компоновки БР с нитридным топливом.

Литература

1. Казачковский О.Д., Старков А.В., Кочеткова Е.А. и др. Некоторые особенности сплавов системы натрий-калий-цезий // Атомная энергия. - 1992. - Т.73. - Вып.6. - С. 500-502.
2. Окунев В.С. Основы возможной концепции и оптимизация характеристик естественной безопасности реакторов на быстрых нейтронах с различными видами топлива, охлаждаемых сплавом Na-K-Cs // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. - 2000. - №2. - С. 111-120.
3. Елтаренко Е.А. Оценка и выбор решений по многим критериям: Учеб. пособие. М.: МИФИ, 1995.
4. Кузьмин А.М., Окунев В.С. Возможность сокращения размерности задачи оптимального проектирования самозащищенных реакторов // Атомная энергия. - 1997. - Т.82. - Вып.3. - С. 178-184.
5. Кузьмин 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.

Поступила в редакцию 9.11.2000

АНАЛИЗ УРАВНЕНИЙ ДВИЖЕНИЯ РОТОРА В ЭЛЕКТРОМАГНИТНЫХ ПОДШИПНИКАХ

Е.В. Гайворонская, С.В. Лебедева

Нижегородский государственный технический университет, г.Н. Новгород



Применительно к высокотемпературным газовым реакторам рассматривается проблема создания вертикальных турбомашин на электромагнитных подшипниках. На базе аналитических решений уравнений движения вала для частных случаев получены простые формулы для частот прецессии и нутации вала в зависимости от параметров системы.

ВВЕДЕНИЕ

В последнее время интенсивно начало развиваться направление высокотемпературных газовых реакторов. При большом разнообразии схем и компоновочных решений для этого типа реакторов характерно использование циркуляторов на электромагнитных подшипниках (ЭМП) вертикального исполнения. Неизбежность применения ЭМП объясняется, с одной стороны, высокими требованиями к чистоте теплоносителя, а с другой - относительно низкими аэродинамическими показателями (недостаточными для создания аэродинамических опор).

Использование ЭМП определяет необходимость анализа движения вала в жестких опорах, когда усилия, создаваемые в ЭМП зависят от координаты вала (не только координаты вала в ЭМП, но и его центра масс, поскольку прикладывается не только сила, но и момент FL).

Для математического описания движения вала возможно использование хорошо исследованных уравнений для гироскопов [1].

Ниже аналитически исследуются различные частные случаи движения ротора в различных предположениях, что позволяет хотя бы в первом приближении оценить ту или иную конструкцию турбомшины (ТМ).

ТЕОРИЯ

Подробное исследование движения ротора проводилось в ОКБМ, где и продолжается развитие работ по данному направлению.

Анализ динамики вращающегося тела достаточно подробно исследован в гироскопии. Применение систем, аналогичных гироскопическим, объясняется тем, что гироскоп обладает повышенной сопротивляемостью по отношению к действующим на него моментам внешних сил и наделен способностью сохранять направление оси ротора неизменным в пространстве (в большей мере, чем невращающееся твердое тело). Следует лишь учесть, что гироскопы прецессируют в горизонтальной плоскости, тогда как ротор турбомшины расположен вертикально и допустимые отклонения от вертикали очень малы (в пределах зазоров страховочных

подшипников). При конструировании вала ТМ решается, в первую очередь, основная задача – передача вращающего момента, поэтому гироскопические свойства ротора, естественно, много хуже, нежели у гироскопов, поскольку имеют другое назначение.

Эта специфика определяет характеристики ротора:

- нельзя стремиться держать ротор строго вертикально, т.к. резко возрастает частота прецессии;
- геометрические параметры ротора, как правило, таковы, что частота нутации близка к частоте вращения.

В данной статье основное внимание уделяется вопросам устойчивости собственно ротора без системы управления ЭМП. Система управления рассматривается как внешнее возможное возмущение и анализируется влияние внешних возмущающих моментов на движение ротора. Следует отметить, что в данной работе рассматривается только линейный случай.

На рис.1 упрощенно изображен вал, прецессирующий вокруг оси Oz. Ось симметрии z называется главной осью, а вращение вокруг этой оси - главным вращением.

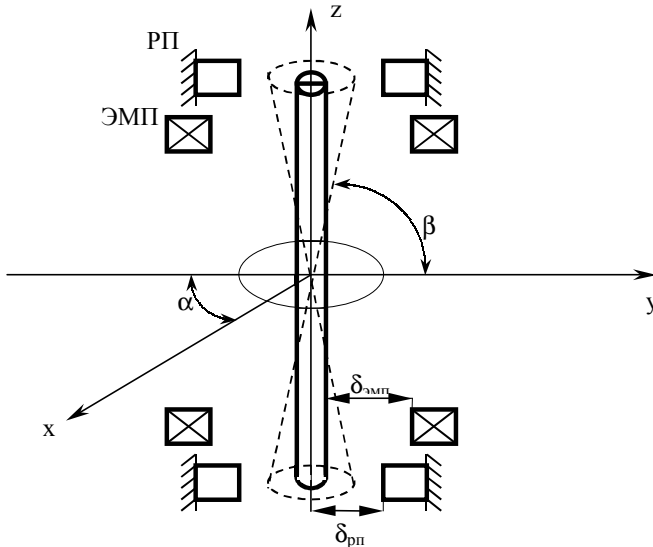


Рис. 1. Вал

Следует обратить внимание на следующие особенности:

- главная ось - вертикальна;
- зазоры между валом и резервным подшипником (РП) $\delta_{РП}$ по величине меньше, чем зазоры между валом и ЭМП $\delta_{ЭМП}$.

Для рассмотрения движения вала использовалась математическая модель, приведенная ниже, при следующих упрощающих допущениях:

- ротор считается жестким;
- центр масс считается неподвижной точкой;

- учитывается подвижность верхнего и нижнего концов ротора в горизонтальной плоскости (движение вдоль оси Z не рассматривается);
- исходная математическая модель динамики ротора универсальна для описания любых вращающихся изотропных предметов, обладающих массой;
- решается система дифференциальных уравнений только для верхнего конца вала ротора; динамика нижнего конца с учетом второго допущения будет аналогична динамике верхнего конца вала с точностью пересчета из-за разницы длин концов вала от центра масс;
- для определения положения вала использовалась инерциальная система Охуз-координат с началом в неподвижной точке O центра масс вала.

УРАВНЕНИЯ МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ В ОБЩЕМ ВИДЕ

Уравнение нутации

$$A \frac{d^2\beta}{dt^2} + (A - C) \cdot \left(\frac{d\alpha}{dt} \right)^2 \cdot \sin\beta \cdot \cos\beta - H \cdot \frac{d\alpha}{dt} \cdot \cos\beta = M_\beta, \quad (1)$$

Уравнение прецессии

$$A \cdot \frac{d^2\alpha}{dt^2} \cdot \cos\beta - (2 \cdot A - C) \cdot \frac{d\alpha}{dt} \cdot \frac{d\beta}{dt} \cdot \sin\beta + H \cdot \frac{d\beta}{dt} = M_\alpha, \quad (2)$$

где A - момент инерции относительно всех осей, лежащих в экваториальной плоскости ротора (гироскопа), кг·м²; C - момент инерции ротора относительно главной оси (z), кг·м²; H - собственный кинетический момент ротора, (кг·м²·рад)/с; Ω - абсолютная угловая скорость вращения (частота) вала вокруг оси Oz , рад/с; β - (нутация) угловой поворот ротора вокруг центра масс, рад; α - (прецессия) угловой поворот ротора вокруг главной оси, рад; M_β - возмущающие моменты, действующие вокруг центра масс ротора, вызываемые радиально направленными силами, Н·м; M_α - возмущающие моменты, действующие вокруг центра масс ротора,

вызываемые тангенциально направленными силами, Н·м; $\omega_{\text{нут}} = \frac{d\beta}{dt}$ - частота нута-

ции, рад/с; $\omega_{\text{прец}} = \frac{d\alpha}{dt}$ - частота прецессии, рад/с; $\Omega = \frac{H}{C}$ - абсолютная угловая скорость вращения (частота) вала вокруг оси Oz , 1/с.

Уравнение главного вращения вала

$$C \cdot \frac{d\Omega}{dt} = M_{\text{дв}} - M_{\text{сопр}}, \quad (3)$$

где $M_{\text{дв}}$ - движущий момент вращения ротора относительно главной оси, Н·м; $M_{\text{сопр}} = k \cdot \Omega^2$ - момент сопротивления, Н·м.

В практических приложениях (в гироскопии) в дифференциальных уравнениях движения (прецессии и нутации) быстро вращающегося вала угловые скорости α' и β' в процессе движения ротора обычно считаются малыми. Пренебрегая

величинами $\frac{d\alpha}{dt}$, $\frac{d\beta}{dt}$, $\cos\beta$, полагая $\sin\beta \approx 1$, получаем приближенные уравнения движения гироскопа:

$$\begin{aligned} A \frac{d^2\beta}{dt^2} - H \frac{d\alpha}{dt} &= M_1, \\ A \frac{d^2\alpha}{dt^2} + H \frac{d\beta}{dt} &= 0. \end{aligned} \quad (4)$$

Рассмотрим несколько возможных случаев для этих приближенных уравнений движения вала ротора в предположении, что $\Omega_z = \text{const}$, $H = \text{const}$.

1. Нутация отсутствует: $\beta = \text{const}$; $\omega_{\text{нут}} = 0$.

В этом случае вал вращается с постоянной частотой и прецессирует с частотой:

$$\omega_{\text{прец}} = \frac{M_1}{H}. \quad (5)$$

2. Прецессия с нутацией:

а). Свободное движение вала ротора, когда $M_1=0$ (на вал не действуют моменты внешних сил). В этом случае приближенные уравнения имеют вид

$$\begin{aligned} A \frac{d^2\beta}{dt^2} - H \frac{d\alpha}{dt} &= 0, \\ A \frac{d^2\alpha}{dt^2} + H \frac{d\beta}{dt} &= 0. \end{aligned} \tag{6}$$

Начальные условия движения ротора при $t=0$: $\alpha=\beta=\alpha'=0$; $\alpha'=\alpha'_0$

Получаем частные решения:

$$\alpha = \left(\frac{A}{H} \right) \frac{d\alpha_0}{dt} \sin(\omega_{\text{нут}} t), \tag{7}$$

$$\beta = \left(\frac{A}{H} \right) \frac{d\alpha_0}{dt} (1 - \cos(\omega_{\text{нут}} t))$$

$$\omega_{\text{нут}} = \frac{H}{A}, \tag{8}$$

$$\omega_{\text{прец}} = 0. \tag{9}$$

В этом случае траектория движения вала будет определяться только начальными условиями и геометрическими размерами.

б). Рассмотрим более общий случай, когда $M_1 \neq 0$.

При начальных условиях по скоростям $\left(\frac{d\alpha}{dt} \right)_0 = 0$ и $\left(\frac{d\beta}{dt} \right)_0 = 0$ получаем выражения для частот прецессии и нутации:

$$\omega_{\text{нут}} = \frac{d\beta}{dt} = \frac{M_1}{H} \cdot \sin\left(\frac{H}{A} \cdot t \right) \tag{10}$$

$$\omega_{\text{прец}} = \frac{d\alpha}{dt} = \frac{M_1}{H} \cdot \cos\left(\frac{H}{A} \cdot t \right) - \frac{M_1}{H}.$$

Таким образом, изменения частот происходят с одним и тем же периодом $T = 2\pi \frac{A}{H}$ и с амплитудой $\frac{M_1}{H}$.

Углы прецессии и нутации:

$$\beta = \beta_0 + \frac{M_1 A}{H^2} \cos\left(\frac{H}{A} t \right) \tag{11}$$

$$\alpha = \alpha_0 - \frac{M_1 A}{H^2} \cos\left(\frac{H}{A} t \right) - \frac{M_1}{H} t.$$

В этом случае движение ротора устойчиво при любых параметрах. Для рассмотренного случая отношение $\frac{H}{A}$ приблизительно равно частоте вращения вала Ω , т.е. частота нутации близка к частоте вращения вала ротора.

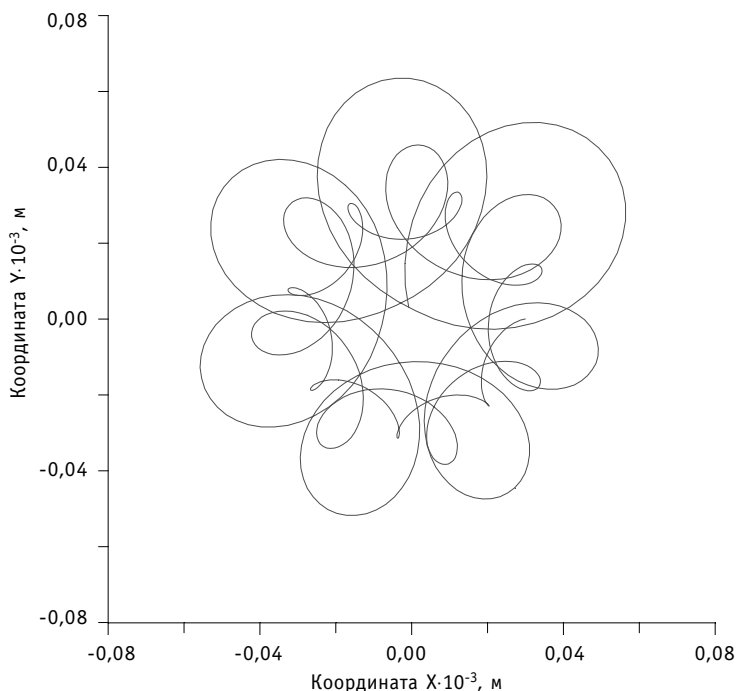


Рис.2. Расчетная орбита вала при коэффициенте усиления дифференциального регулятора $K_3=2.88 \cdot 10^{-2}$

Анализ собственно динамики движения ротора должен проводиться путем решения нелинейной системы уравнений, записанных с учетом перемещения центра масс, сил и моментов, действующих на вал (в первую очередь, от системы управления электромагнитными подшипниками) по трем координатам.

В качестве системы управления используется, как правило, обычный ПД-регулятор (пропорционально-дифференциальный регулятор). В последнее время появились публикации [3] о применении FUZZY-логики в этих системах. Результаты численного эксперимента динамики вертикально расположенного ротора в случае благоприятного выбора коэффициентов ПД-регулятора на базе изложенных выше результатов приведены на рис. 2.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В данной работе были рассмотрены частные случаи движения ротора. На основе исходной математической модели с учетом начальных условий, соответствующих каждому случаю, были получены простые аналитические зависимости для частот прецессии и нутации. Эти зависимости позволяют предварительно оценить характер движения ротора в зависимости от параметров турбомашин.

Литература

1. Пельпор Д.С. Гироскопические системы. Теория гироскопов и гиросtabilизаторов.-М.:Высшая школа, 1986.
2. Вибрация в технике. Справочник. /Под ред. Ф.М.Диментберга, К.С.Колесникова. Т.3.- М.: Машиностроение, 1980.
3. Fuzzy-control applications for active magnetic supported drives/H.Stegemann, F. Worlits, R. Hampel: Proc. 5 Zittau Fuzzy-colloquium, September 4-5, 1997.

Поступила в редакцию 31.03.2000

УДК 681.3:621.039.548

РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО РАЗРУШЕНИЮ ЭЛЕКТРООБОГРЕВАЕМЫХ ИМИТАТОРОВ ТВЭЛОВ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ*

Г.Н. Власичев

Нижегородский государственный технический университет, г. Н. Новгород



Разработаны методика и компьютерная программа для расчета аварийного процесса разогрева и плавления цилиндрических твэлов ядерных реакторов. Проведен расчетный анализ внереакторных экспериментов, выполненных на специальном теплофизическом стенде путем электрического нагрева одиночных имитаторов твэлов. Результаты экспериментального моделирования использованы для проверки методики расчета теплообмена в твэле с учетом плавления оболочки и топливного сердечника.

Существующая концепция безопасности включает в себя рассмотрение в проекте ЯЭУ запроектных аварий, раньше считавшихся гипотетическими. В правилах ядерной безопасности реакторных установок ПБЯ РУ АС-89 [1], конкретизирующих требования ОПБ-88 в части обеспечения ядерной безопасности, устанавливается необходимость рассмотрения (в разделе технического проекта "Техническое обоснование безопасности РУ") в числе запроектных аварий аварии с тяжелыми повреждениями или расплавлением активной зоны. Также должны быть приведены условия, при которых возможно плавление топлива и/или превышение удельной пороговой энергии разрушения твэлов.

В данной работе описываются расчетная методика и результаты расчетного анализа экспериментов, моделирующих разрушение твэлов ядерных реакторов с плавлением оболочки и топливного сердечника. Экспериментальные исследования проводились во внереакторных условиях на специальном теплофизическом стенде кафедры ЯР и ЭУ путем электрического нагрева одиночных имитаторов твэлов. Схема стенда и методика проведения экспериментов приводились в статьях [2, 3]. Использовались имитаторы из столбика таблеток высотой 80-100 мм, имеющих центральное отверстие и размещенных в металлической оболочке. Использовались методы прямого и непрямого нагревания электрическим током, проходящим непосредственно через сердечник [4] и через осевой стержень-нагреватель. Разработана методика расчета аварийного процесса разогрева и плавления цилиндрических твэлов ядерных реакторов. Разработанная компьютерная программа использовалась для расчетного сопровождения экспериментов. С по-

© Г.Н. Власичев, 2000

** Данная работа выполнена при частичной финансовой поддержке Министерства образования РФ по программе 006 "Научные исследования высшей школы в области топлива и энергетики"*

мощью ряда версий программы выполнялись предварительный анализ условий моделирования разрушения твэлов, представленный в статье [2], и расчетный анализ проведенных экспериментов с прекращением подачи охлаждающего газа и экспериментов с подъемом мощности. Результаты экспериментального моделирования использованы для проверки методики расчета теплообмена в твэле с учетом плавления оболочки и топливного сердечника.

Расчетная модель динамики разогрева и плавления твэлов описывает нестационарный теплообмен в отдельном цилиндрическом твэле с учетом плавления оболочки и топлива после осушения оболочки от теплоносителя при аварии с прекращением расхода. Может быть рассмотрен начальный этап теплообмена в твэле при подъеме мощности (до начала разрушения). Модель описывает указанные процессы и в условиях внереакторных экспериментов. Времена плавления оболочки и сердечника твэла по всей высоте нагреваемой части определяются расчетами по разработанной программе TRAMS-TWEL поочередно в ряде поперечных сечений на разных высотных уровнях.

В модели пренебрегается конвективной передачей тепла в расплавленных слоях материалов, что справедливо при малой толщине расплава [5]. Расчет теплопередачи в радиальных зазорах производится по стационарной модели - с учетом газовой и лучистой составляющих. Доля лучистой составляющей теплообмена в зазорах сильно возрастает при подъеме температуры до точки плавления, особенно между нагревателем и сердечником имитатора. Величина коэффициента теплопередачи в зазоре внутри реального твэла, подвергнутого облучению, может быть принята равной значению, вычисленному предварительно с учетом контактной проводимости. В рассматриваемом в данной модели разогреве твэла сверх нормальной температуры к величине такого коэффициента может быть добавлена составляющая теплопередачи посредством излучения. В данной версии модели расчеты напряженно-деформированных состояний твэла не производятся, расчет теплообмена продолжается до полного расплавления оболочки и топлива в рассматриваемом сечении. В соответствии с экспериментальными данными механизмом разрушения оболочки твэла (и его разгерметизации) со свежим топливом и облученного твэла, не имеющего значимого перепада давлений на оболочке, является плавление оболочки [6, 7]. Доля расплавленного объема в поперечном сечении перед разрушением сердечника твэла из свежего топлива может достигать 90% [8]. Разрушение облученного топлива при быстром подъеме мощности и соответственно высокой скорости нагрева начинается, когда эта доля намного меньше (даже при твердом топливе) [8].

В данной модели расчетная схема твэла состоит из двух областей (рис. 1). Одна расчетная область включает в себя топливный сердечник, вторая - оболочку. В случае имитатора с осевым нагревателем добавляется еще одна область.

Нестационарное поле температуры в топливном сердечнике твэла с объемным тепловыделением математически описывается уравнением

$$c_p(r, T) \cdot \frac{\partial T(r, t)}{\partial t} = \frac{1}{r} \cdot \frac{\partial}{\partial r} [\lambda(r, T) \cdot r \cdot \frac{\partial T(r, t)}{\partial r}] + q_v(r, t), \quad (1)$$

где r - радиальная координата с центром на оси твэла; t - время; T - температура; λ - коэффициент теплопроводности; c_p - объемная теплоемкость; q_v - удельное тепловыделение (единицы объема). Для описания объемного плавления используется приближение двухфазной зоны, в котором скрытая теплота учитывается в объемной теплоемкости (как, например, в [9]) по формуле

$$c_{pSL} = R_m / \Delta T_m + [c_{pS}(T_m) + c_{pL}(T_m + \Delta T_m)] / 2, \quad (2)$$

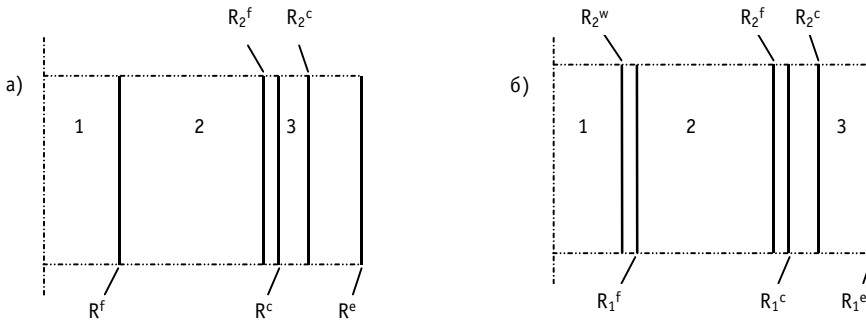


Рис. 1. Расчетные схемы твэла и имитатора с прямым электронагревом а), имитатора с непрямым электронагревом б): 1 - стержень-нагреватель; 2 - топливный сердечник; 3 - оболочка

где T_m - температура начала плавления; R_m - скрытая теплота плавления единицы объема; ΔT_m - перепад температуры в двухфазной зоне; L, S, SL - индексы жидкой фазы, твердой фазы и двухфазной зоны соответственно.

Поле температуры в оболочке описывается уравнением с дельта-функцией

$$[\rho(r, T) + R_m \cdot \delta(T - T_m)] \cdot \frac{\partial T(r, t)}{\partial t} = \frac{1}{r} \cdot \frac{\partial}{\partial r} [\lambda(r, T) \cdot r \cdot \frac{\partial T(r, t)}{\partial r}] + q_v(r, t). \quad (3)$$

В данном уравнении слагаемое с δ -функцией не равно нулю на границе раздела фаз внутри оболочки (внутреннем фазовом фронте) при ее плавлении.

Приведенные уравнения используются и в случае имитатора твэла. В случае имитатора с осевым нагревателем для описания поля температуры в топливном сердечнике при его плавлении используется модель с классической границей раздела двух фаз, выражаемая уравнением (3).

Передача тепла между сердечником и оболочкой математически описывается граничными условиями третьего рода:

$$-\lambda_f(r, T) \cdot \frac{\partial T(r, t)}{\partial r} \Big|_{r=R_2^f} = \alpha_2^f(t) \cdot [T(R_2^f, t) - T(R_1^c, t)],$$

$$\alpha_1^c(t) \cdot [T(R_2^f, t) - T(R_1^c, t)] = -\lambda_c(r, T) \cdot \frac{\partial T(r, t)}{\partial r} \Big|_{r=R_1^c}, \quad (4)$$

где индексы f и c относятся к топливному сердечнику и оболочке соответственно; 1 и 2 - к их внутренней и внешней границам. Значения коэффициентов стационарной теплопередачи связываются условием баланса

$$\alpha_1^c(t) = \alpha_2^f(t) \cdot (R_2^f / R_1^c). \quad (5)$$

Пренебрежение таким балансом вносит существенную погрешность в случае широких зазоров, которые могут использоваться в имитаторах твэлов.

Величина коэффициента теплопередачи в зазорах вычисляется по следующим известным формулам [10]:

$$\alpha_{\text{gap}}(t) = \alpha_g + \alpha_r; \quad \alpha_g = \frac{\lambda_g}{R_{\text{gap}}^i \cdot \ln(R_{\text{gap}}^e / R_{\text{gap}}^i)}; \quad \alpha_r = \frac{q_{sr}}{T(R_{\text{gap}}^i, t) - T(R_{\text{gap}}^e, t)}, \quad (6)$$

где α_g - коэффициент теплоотдачи единицы внутренней поверхности кольцевого зазора за счет теплопроводности газа; λ_g - коэффициент теплопроводности газа в зазоре; R_{gap}^i и R_{gap}^e - радиусы внутренней (выпуклой) и внешней (вогнутой) поверхностей зазора соответственно; α_r, q_{sr} - коэффициент теплоотдачи и плотность теплового потока за счет лучистого теплообмена.

Величина плотности теплового потока лучеиспусканием рассчитывается по закону Стефана-Больцмана [11]

$$q_{sr} = \sigma \cdot \varepsilon_{np} \cdot \left\{ [T(R_{gap}^i, t)]^4 - [T(R_{gap}^e, t)]^4 \right\} \quad (7)$$

где $\varepsilon_{np} = \frac{1}{1/\varepsilon_i + (R_{gap}^i/R_{gap}^e) \cdot (1/\varepsilon_e - 1)}$ - приведенная степень черноты [12]; ε_i и ε_e - степени черноты внутренней и внешней поверхностей зазора соответственно; σ - постоянная Стефана-Больцмана.

В случае имитатора с осевым нагревателем для описания теплопередачи в зазоре между нагревателем и сердечником используются граничные условия, аналогичные (4), условие (5) и формулы (6) и (7).

На внешней поверхности оболочки используется граничное условие

$$-\lambda_c(r, T) \cdot \left. \frac{\partial T(r, t)}{\partial r} \right|_{r=R_2^c} = \alpha_2^c(t) \cdot [T(R_2^c, t) - T_e], \quad (8)$$

где T_e - температура среды, к которой отводится тепло. Подобное условие используется также на поверхности оголенного сердечника после расплавления оболочки и удаления ее расплава из рассчитываемого высотного участка.

В величине коэффициента теплоотдачи с поверхности твэла и имитатора в общем случае учитываются конвективная и лучистая составляющие

$$\alpha_2^c = \alpha_k + \alpha_r. \quad (9)$$

Значения коэффициента конвективной теплоотдачи α_k с поверхности твэла охлаждающим теплоносителем - однофазным либо двухфазным, а также потоком паров теплоносителя после осушения оболочки либо в случае имитатора твэла охлаждающим газом могут быть рассчитаны по известным формулам. Величина плотности потока лучеиспусканием рассчитывается по формуле

$$q_{sr} = \sigma \cdot \varepsilon_{np} \cdot k_{rad} \cdot \left\{ [T(R, t)]^4 - T_e^4 \right\}, \quad (10)$$

где R - радиус твэла ($R = R_2^c$, при отсутствии оболочки $R = R_2^f$); k_{rad} - коэффициент излучения, учитывающий ослабление излучения с поверхности отдельного твэла окружающими твэлами в пучке.

В экспериментах с имитаторами твэлов типа БН с сердечником из легкоплавкой керамики (окись хрома) при прекращении расхода газа (аргона) получено расплавление оболочки при начавшемся плавлении топлива [3].

В эксперименте, проведенном при линейной мощности электроннагрева, равной 15 кВт/м (среднее значение по длине имитатора), в момент 0,75 с после прекращения расхода началось локальное вздутие оболочки на участке, находящемся на расстоянии около 20 мм от нижнего конца имитатора. В его середине вздутие оболочки отмечено в момент 1,25 с. Примерно в это же время температура поверхности в средней части, измеренная пирометром, и рассчитанная температура (рис. 2а) достигают точки плавления стали. Расчетное время расплавления оболочки составляет 3,6 с после прекращения расхода. Кинограмма [3] показала, что ко времени 2,5-3 с оболочка в середине имитатора уже расплавлена. Во время рассматриваемого эксперимента плавление керамики во внутренних слоях сердечника, по-видимому, приводило к возрастанию давления из-за увеличения ее объема в процессе перехода в состояние с меньшей плотностью. В результате происходил разрыв твердых периферийных слоев и выдавливание жидкой массы с последующим ее затвердеванием на периферии. На фотографиях сердечника

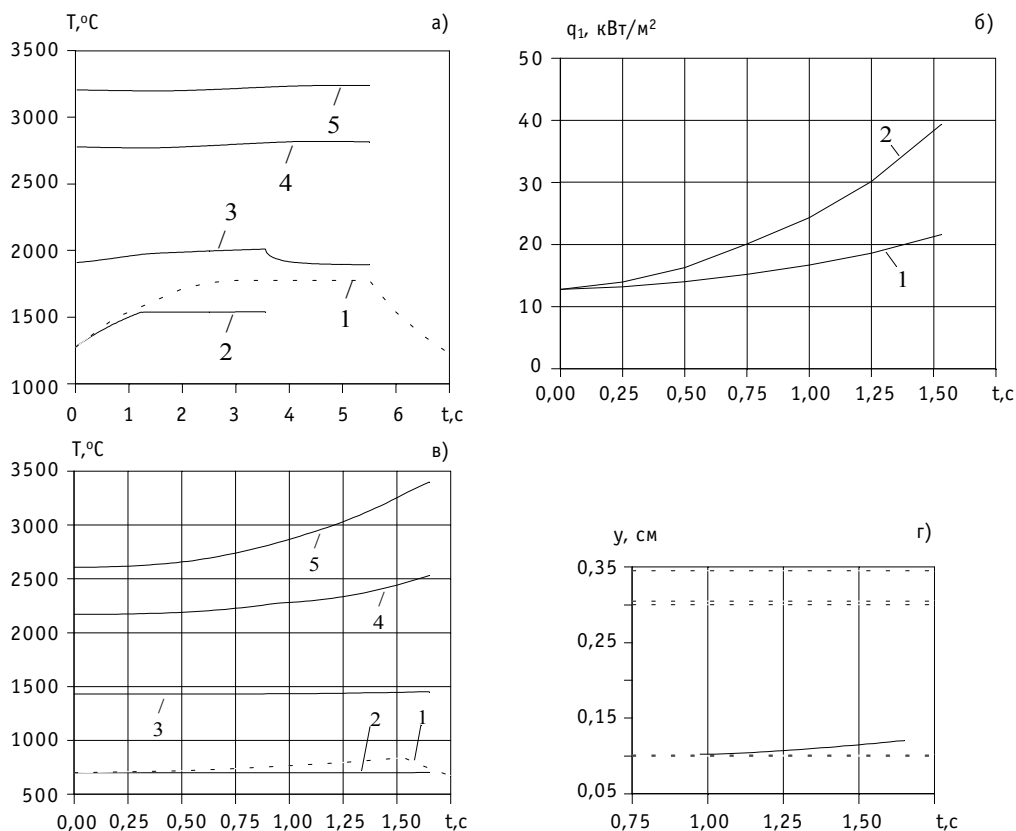


Рис. 2. Моделирование плавления имитатора твэла типа БН с сердечником из окиси хрома в условиях экспериментов с прекращением расхода (а) и с повышением мощности (б, в, г): а, в) температура в имитаторе: 1 - температура поверхности, измеренная в экспериментах; 2, 3, 4, 5 - расчетная температура наружной поверхности оболочки, наружной и внутренней поверхностей сердечника и в нагревателе соответственно; б) линейная мощность имитатора: 1 - имеющая место в эксперименте, средняя по длине; 2 - принятая в расчете, локальная; г) расчетная координата границы раздела жидкой и твердой фаз в сердечнике: горизонтальные пунктирные линии - радиусы элементов имитатора

после эксперимента [3] отчетливо видны трещины в таблетках с затвердевшим расплавом керамики в трещинах и зазорах между таблетками. Термическим взаимодействием расплавленной керамики с оболочкой можно объяснить более раннее по сравнению с расчетами проплавление оболочки и вышеупомянутое образование вздутий на ней. После расплавления оболочки температура наружной поверхности таблеток стабилизировалась на уровне около 1800°C. Расчетная установившаяся температура оголенного сердечника равна 1890°C (рис. 2а). Расчетная температура нагревателя ниже точки плавления вольфрама, равной примерно 3400°C [13], в начальный момент и в процессе последующего разогрева имитатора (рис. 2а). В эксперименте к моменту 5,5 с произошло перегорание нагревателя в верхней части. Его причиной, по всей видимости, является вытекание расплава из зазора вниз вдоль стержня. На фотографиях поперечных шлифов [3] видны каверны вокруг нагревателя в верхней и средней частях. В нижней части, где собирается расплав из верхних участков, такой каверны нет.

В эксперименте с подъемом мощности по квадратичному закону, начиная от 12,8 кВт/м, без прекращения циркуляции газа разрушение имитатора такой же конструкции произошло иначе, чем в вышеописанном случае. Температура оболочки повысилась с 700 только до 850°C, однако произошло локальное проплавление оболочки в двух местах и выброс наружу расплавленной керамики. За время 1,55 с достигнут уровень линейной

мощности 21,6 кВт/м, после чего перегорел вольфрамовый нагреватель. Первый выброс расплавленной массы наблюдался в средней части имитатора через 1 с, второй - примерно через 1,25 с после начала подъема мощности. Механизмом разрушения оболочки в этом случае являлось ее проплавление расплавленной керамикой из внутренних слоев сердечника. В расчетах, проведенных при средних по длине значениях линейной мощности, меняющихся во времени, как в эксперименте, толщина расплавленного слоя сердечника в реальный момент перегорания нагревателя (1,55 с) составляет всего лишь 0,015 мм, а температура нагревателя намного ниже точки плавления (равна 2860°C). Расчеты, проведенные при возможной локальной скорости подъема линейной мощности, превышающей скорость повышения средней по длине величины (рис. 2б), дают в результате характер и количественные параметры динамики температурного состояния имитатора, соответствующие данным эксперимента. Расчетная температура сердечника (рис. 2в) достигает точки плавления (около 2270°C [14]) к моменту 0,92 с. Температура нагревателя достигает точки плавления к 1,65 с, т.е. примерно ко времени его пережога в эксперименте. К этому времени радиус зоны расплавленного материала в сердечнике, требующегося для реализации вышеописанного механизма разрушения оболочки, составляет 1,2 мм (рис. 2г).

В экспериментах по разрушению имитаторов твэлов БН со штатными материалами

сердечника и оболочки (диоксид урана и сталь) при прекращении расхода охлаждающего газа (гелия), описываемых в статье [15], получено расплавление оболочки до начала частичного плавления топлива.

В эксперименте при линейной нагрузке 19 кВт/м и ширине зазора 0,3 мм между топливом и оболочкой после прекращения подачи газа температура в средней части, измеряемая пирометром, стала резко возрастать и через несколько секунд стабилизировалась на величине около 1990°C. Оболочка имитатора была расплавлена полностью, основная ее часть стекла вниз и застыла. Рассчитанные значения температуры поверхности оболочки и после ее расплавления значения температуры сердечника хорошо соответствуют экспериментальным значениям, измеренным пирометром (рис. 3а). Расчетное значение стабилизированной температуры поверхности оголенного от оболочки сердечника составляет 1943°C, что отличается на 2% от экспериментальной. Частичное плавление диоксида урана (при температуре около 2850°C [16]) происходит после расплавления оболочки (рис. 3б) и не влияет на ее разрушение, механизмом которого в данном случае явилось плавление за счет теплового потока от твердой поверхности сердечника.

В эксперименте при линейной нагрузке 23

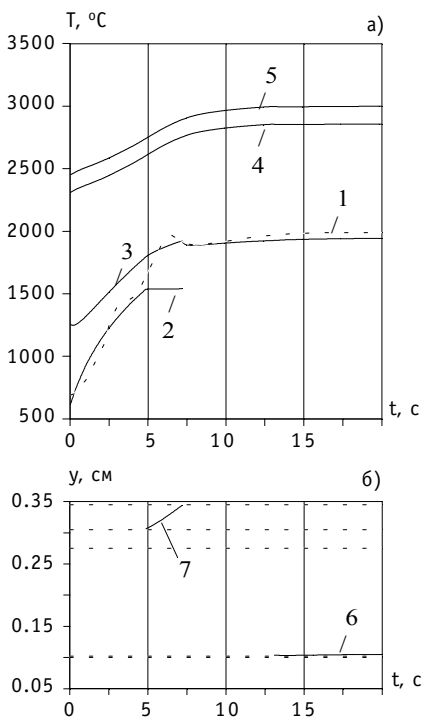


Рис. 3. Температура а) и координаты границ раздела фаз б) в имитаторе твэла БН с сердечником из диоксида урана в условиях эксперимента с прекращением расхода при мощности электронгрева 19 кВт/м: 1 - температура поверхности имитатора, измеренная пирометром; 2, 3, 4, 5 - расчетная температура наружной поверхности оболочки, наружной и внутренней поверхностей сердечника и в нагревателе; 6, 7 - расчетные границы расплавления в сердечнике и в оболочке

кВт/м и ширине зазора 0,1 мм между топливом и оболочкой движение расплавленной оболочки началось в нижней части примерно через 6 с после прекращения расхода. Процесс разрушения оболочки по всей длине продолжался 1,5-3 с. В результате оболочка была расплавлена почти полностью. Динамика расчетных значений температуры поверхности качественно и количественно соответствует измеренным в эксперименте величинам в средней части имитатора (рис. 4а). Рассчитанное значение стабилизированной температуры выше экспериментального на 12%. По расчетам плавление оболочки начинается в нижней части (рис. 4г) в момент 4,4 с и заканчивается в момент 6,3 с, т.е. приблизительно в вышеуказанное время начала движения расплава в эксперименте. В верхней части имитатора расчетное время расплавления оболочки на 2,3 с превышает время расплавления в нижней части, что достаточно хорошо соответствует вышеприведенной продолжительности разрушения оболочки по ее длине в эксперименте. По расчетам плавление топливного сердечника начинается после расплавления оболочки в том же

поперечном сечении. Динамика роста расплавленной области показана на рис. 4б и 4д. Конечный радиальный размер расчетной зоны расплавления равен 1,4 мм, что несколько ниже измеренного после эксперимента радиуса централь-

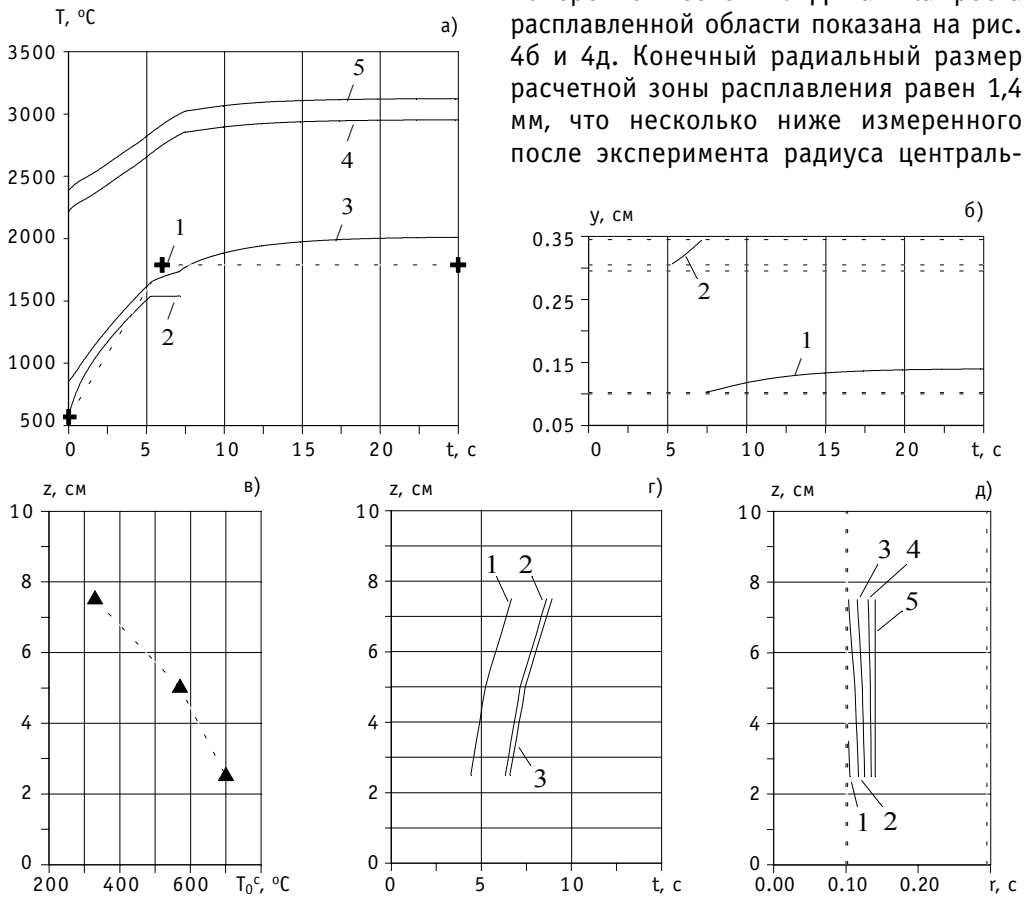


Рис. 4. Моделирование плавления имитатора твэла БН с сердечником из диоксида урана в условиях эксперимента с прекращением расхода при мощности электронного нагрева 23 кВт/м: а) температура: 1 - температура поверхности, измеренная пирометром; 2, 3, 4, 5 - расчетная температура наружной поверхности оболочки, наружной и внутренней поверхностей сердечника и в нагревателе; б) расчетные координаты границ раздела фаз: 1, 2 - границы расплавления в сердечнике и в оболочке; в) начальные значения температуры поверхности имитатора; г) расчетные характерные времена: 1, 2 - время начала и окончания плавления оболочки соответственно; 3 - время начала плавления сердечника; д) расчетные положения границы раздела фаз: 1, 2, 3, 4, 5 - $t = 7, 9, 11, 15, 30$ с соответственно; вертикальные пунктирные линии - радиусы внутренней и наружной поверхностей сердечника

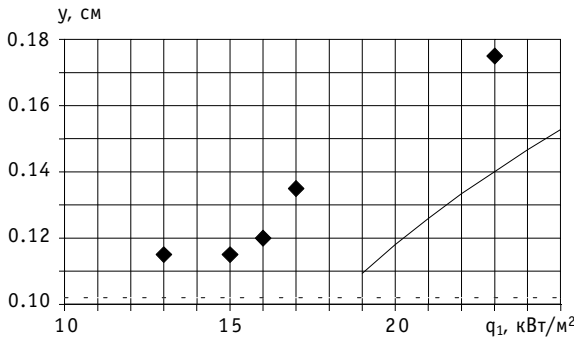


Рис. 5. Расчетные и экспериментальные размеры области расплавления сердечника из диоксида урана имитатора типа БН в условиях экспериментов с прекращением расхода при разной величине линейной мощности: — - расчетный радиус зоны расплавления; ◆ - измеренные после экспериментов радиусы центральной полости

ются на рис. 5. Во всех случаях экспериментальные размеры превышают расчетные, что можно объяснить, по-видимому, выделением тепла в топливном сердечнике за счет дополнительного протекания электрического тока в самом сердечнике.

На стенде были проведены опыты по разрушению имитаторов твэлов типа АСТ, РБМК при прекращении расхода газа (гелия) [17]. В качестве материала таблеток в сердечнике использовалась легкоплавкая керамика на основе Al_2O_3 , оболочка из циркониевого сплава диаметром 13,6x0,94 мм, нагреватель из графита диаметром около 6,5 мм. Для эксперимента, проведенного при линейной нагрузке 20,5 кВт/м, наибольшее отличие расчетных значений температуры и измеренных термопарами до выхода их из строя (рис. 6а) составляет 40%. Максимальная температура поверхности (рис. 6б), зарегистрированная пирометром, равнялась 1650°C. Расчетная максимальная температура в середине имитатора равна 1550°C, что на 6% ниже измеренной. Характерно, что расчетные и экспериментальные величины значительно ниже температуры плавления циркониевой оболочки. Однако произошло практически полное разрушение имитатора. Через 31,3 с после прекращения расхода произошел первый выброс расплавленной массы несколько ниже середины имитатора. В то же время с противоположной стороны оболочка не была разрушена. Примерно в момент 42 с имел место новый интенсивный выброс. Процесс разрушения оболочки продолжался около 27 с. Расчетная температура во внутренних слоях сердечника достигает точки плавления первоначально в нижней части (рис. 6г) - на участке $z = 2,5-5$ см во время 43,4-50,5 с, что на 12-19 с позднее вышеприведенного времени первого выброса. Ко времени 90 с диаметр расплавленной области в сердечнике (рис. 6д) составит 7,8-8,1 мм. Таким образом, расчеты указывают на наличие расплавленной области в сердечнике. Выброс расплава под давлением из центральных слоев и проплавление оболочки расплавленной массой, температура которой выше точки плавления оболочки (температуры плавления материалов сердечника и оболочки почти равны), - вероятный механизм разрушения оболочки. Более раннее время начала разрушения имитатора по сравнению с расчетным временем начала плавления сердечника можно объяснить локально высокой энергонапряженностью либо возможным эвтектическим взаимодействием материалов сердечника и оболочки при температуре ниже обоих значений температуры их плавления (которое имеет место для

ной полости в таблетках (рис.5). Имеющее место в эксперименте последующее перегорание нагревателя в нижней части можно объяснить вытеканием расплава диоксида урана через некоторое время после плавления и, в результате этого, увеличением зазора вокруг нагревателя, что вызывает ухудшение теплоотвода и перегрев нагревателя.

Расчетные и экспериментальные значения радиусов зоны расплавления и центральной полости соответственно в ряде экспериментов с имитаторами, имеющими зазор под оболочкой 0,1 мм, сопоставляются на рис. 5.

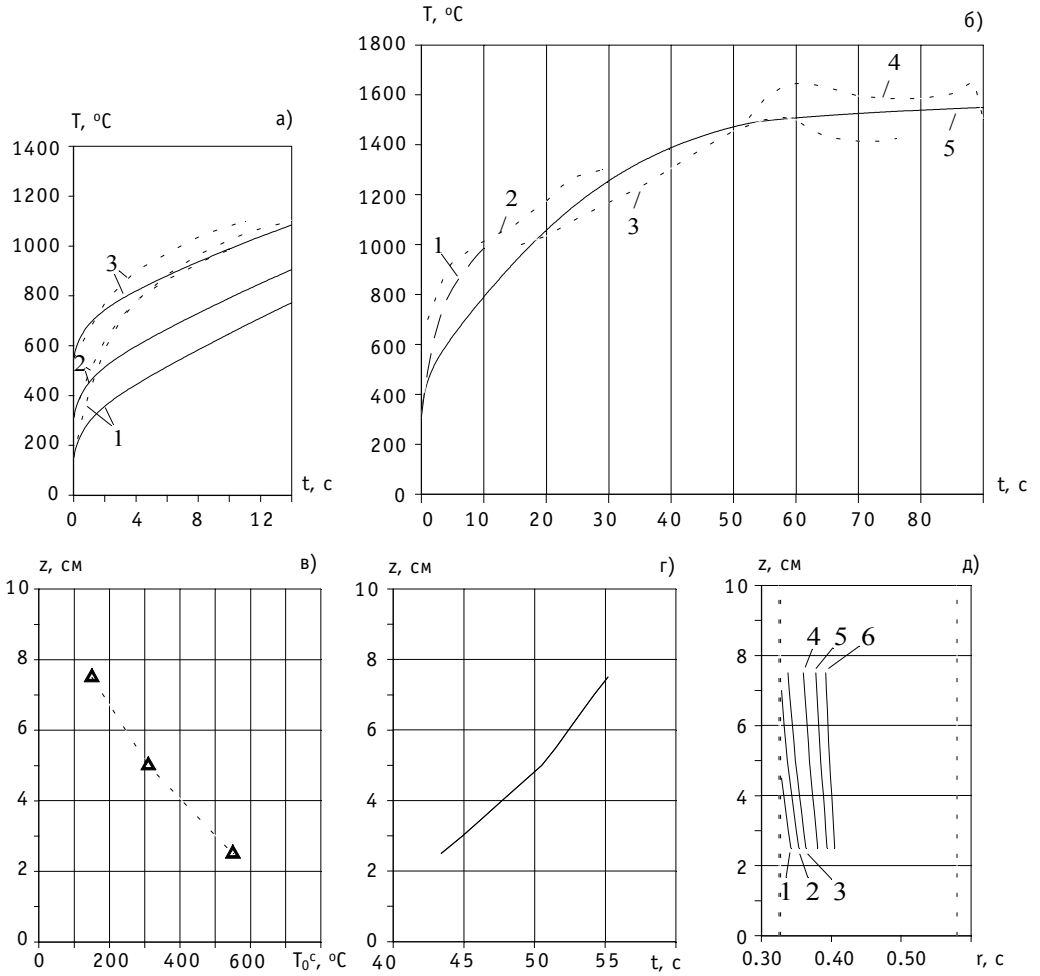


Рис. 6. Моделирование плавления имитатора твэла типа АСТ с сердечником из окиси алюминия в условиях эксперимента с прекращением расхода при мощности электронягрева $20,5 \text{ кВт/м}^2$: а) температура наружной поверхности имитатора в диапазоне измерения термопарами: 1, 2, 3 - значения в точках измерения верхней, средней и нижней термопарами соответственно; пунктирные линии - данные измерений; сплошные линии - расчетные значения; б) температура наружной поверхности в средней части имитатора: 1, 2, 3, 4 - значения, измеренные средней термопарой и пирометрами в диапазонах $600\text{-}1300$, $1000\text{-}1600$, $1500\text{-}2200^{\circ}\text{C}$ соответственно; 5 - расчетные значения; в) начальные значения температуры поверхности имитатора в эксперименте; г) расчетное время начала плавления сердечника; д) расчетные положения границы раздела фаз: 1, 2, 3, 4, 5, 6 - $t = 50, 55, 60, 70, 80, 90 \text{ с}$

пары диоксид урана - цирконий [18]).

Таким образом, в результате расчетного анализа экспериментов по разрушению имитаторов твэлов получено, что механизм разрушения оболочки твэла в условиях аварии с прекращением теплоотвода от твэлов и/или медленным повышением мощности обуславливается наряду с другими факторами последовательностью плавления топливного сердечника и оболочки. В том случае, если сердечник начинает плавиться прежде оболочки, механизмом разрушения оболочки твэла (со свежим топливом) в указанных условиях является проплавление оболочки расплавом топлива, переместившимся из внутренних слоев сердечника (либо растворение оболочки в случае эвтектического взаимодействия). Полученные данные относительно механизмов разрушения и факторов, их обуславливающих, согласуются с имеющимися в литературе данными экспериментов, аналогичных рас-

сматриваемым в данной работе [6, 7]. Результаты расчетов динамики теплообмена и плавления в имитаторах твэл разного типа в целом удовлетворительно соответствуют экспериментальным данным качественно и по основным количественным параметрам.

Литература

1. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций ПБЯ РУ АС-89 // Атомная энергия. - 1990. - Т. 69. - Вып. 6. - С. 409-422.
2. Модельное изучение процессов, возникающих при перегреве твэлов / Г.Б. Усынин, Ю.И. Аношкин, Г.Н. Власичев и др. // Атомная энергия. - 1986. - Т. 61. - Вып. 5. - С. 347-350.
3. Экспериментальное изучение процессов плавления твэлов на электрообогреваемых имитаторах / Г.Б. Усынин, Ю.И. Аношкин, Ю.Н. Галицких, М.А. Семенычев, Г.Н. Власичев // Вопросы атомной науки и техники. Сер. физ. и техн. яд. реакторов. - 1988. - Вып. 5. - С. 9-12.
4. Alexas A. On the Simulation of Fast Breeder Reactor Pin Behavior Using UO_2 Pins with Direct Electrical Heating // Nuclear Technology. - 1977. - Vol. 36. - P.129-138.
5. Галактионов В.В., Езерский А.П. Анализ процесса плавления с учетом свободной конвекции // ИФЖ. - 1983. - Т. 44. - № 4. - С. 689.
6. The Application of the TRAFIC Code to Fast Reactor Fuel Transient / J.R. Matthews, R.F. Cameron, P.E. Coleman, R. Thetford. - Science and Technology of FAST REACTOR SAFETY: Proc. int. conf. (Guernsey, 12-16 May 1986). - BNES, London, 1987. - Vol. 2. - P.469-474.
7. Асмолов В.Г. Результаты исследований тяжелых аварий водоохлаждаемых реакторов // Атомная энергия. - 1994. - Т. 76. - Вып. 4. - С.282-302.
8. In-core Fuel Disruption Experiments Simulating LOF Accidents for Homogeneous and Heterogeneous Core LMFBRs: FD2/4 Series / S.A. Wright, P.K. Mast, G. Schumacher, E.A. Fischer. - Proc. of the LMFBR Safety Topical Meeting (Lyons, 19-23 July 1982). - Vol. 2. - P.123-132.
9. Chanming Yu, Xiaojing Yin. A Method for Treating Thermophysical Properties in the Heat Conduction Equation with Phase Change // Thermophys. Prop.: Proc. Ist Asian Thermophys. Conf. (Beijing, Apr. 21-24, 1986). - Beijing, 1986. - P.299-303.
10. Лыков А.В. Теория теплопроводности. - М.: Высшая школа, 1967. - 599 с.
11. Кутателадзе С.С. Основы теории теплообмена. - М.: Атомиздат, 1979. - 416 с.
12. Юдаев Б.Н. Техническая термодинамика. Теплопередача: Учеб. для неэнергетических спец. вузов. - М.: Высшая школа, 1988. - 479 с.
13. Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. - М.: Атомиздат, 1968. - 484 с.
14. Кржижановский Р.Е., Штерн З.Ю. Теплофизические свойства неметаллических материалов. - Л.: Энергия, 1973. - 336 с.
15. Усынин Г.Б., Аношкин Ю.И., Семенычев М.А. Исследование плавления твэлов на имитаторах с топливными композициями // Атомная энергия. - 1991. - Т. 70. - Вып. 2. - С.108-110.
16. Финк Дж., Часанов М., Лейбовиц Л. Теплофизические свойства двуокиси урана // Атомная техника за рубежом. - 1982. - № 11. - С.20-25.
17. Исследования аварийного перегрева топливных элементов ядерных реакторов на электрообогреваемых имитаторах / Г.Н. Власичев, А.В. Котин, М.А. Семенычев, Г.Б. Усынин // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 1998. - № 4. - С. 53-57.
18. Основные экспериментальные результаты испытательной программы CORA / П. Хофман, З. Хаген, В. Ноак и др. // Атомная техника за рубежом. - 1995. - № 4. - С.12-20.

Поступила в редакцию 02.10.2000

УДК1-72:621.039.73

ЭФФЕКТИВНОСТЬ ТРАНСМУТАЦИИ ОСКОЛКОВ ДЕЛЕНИЯ*

Ю.А. Казанский, Д.А.Клинов

Обнинский институт атомной энергетики, г.Обнинск



В работе анализируется эффективность трансмутации опасных продуктов деления. Представлена математическая модель и результаты расчетов по этой модели. Показано, что в условиях работающей на постоянном уровне мощности ядерной энергетики, трансмутация опасных нуклидов не приведет к заметному выигрышу.

ВВОДНЫЕ ЗАМЕЧАНИЯ

Одна из существенных проблем ядерной энергетики связана с нахождением оптимального топливного цикла и надежного и безопасного способа обращения с отработавшим ядерным топливом. В конечном счете, ставится задача обеспечения минимизации выхода в окружающую среду радиоактивных отходов ядерной энергетики. Одно из направлений – это снижение активности радиоактивных отходов за счет трансмутации.

Идея трансмутации радиоактивных ядер в ядерных реакторах является очень простой по своему содержанию и привлекательной. Смысл трансмутации состоит в создании условий для эффективного взаимодействия нейтронов с радиоактивными ядрами, образовавшимися при работе реактора, с целью перевода их в менее опасные. Различным аспектам трансмутации посвящено множество работ и несколько конференций [1-3]; например, в [3] показано, что эта идея может быть реализована, поскольку в цепной реакции деления ядер оказывается достаточно «лишних» нейтронов. Одно из существенных условий процесса трансмутации – это требование, чтобы скорость протекания реакций поглощения нейтронов радиоактивными ядрами (произведение плотности потока нейтронов на микроскопическое сечение поглощения нейтронов трансмутируемых ядер) заметно превышала постоянную распада материнского ядра. В противном случае трансмутация не приведет к увеличению скорости исчезновения радиоактивных нуклидов. Скорость трансмутации определяется постоянной трансмутации, $\lambda_{tr} = \Phi \sigma$. Однако указанное требование не является достаточным, поскольку необходимо принимать во внимание и постоянную распада дочернего ядра.

В настоящей работе анализируется эффективность трансмутации продуктов деления. С этой целью вводится понятие «коэффициент трансмутации» ξ , определяемое как отношение радиоактивности при организации трансмутации к радиоактивности без трансмутации, зависящее от времени. Чем меньше ξ , тем больше эффективность трансмутации или, другими словами, тем меньше радиоактивность нук-

© Ю.А. Казанский, Д.А.Клинов, 2000

* Работа поддержана грантом Минобразования РФ №18-89 Гр “Комплексный теоретический и расчетный анализ проблем РАО при различных сценариях развития ядерной энергетики”

лидов в сравнении со случаем радиоактивности без осуществления трансмутации.

ОПИСАНИЕ РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ

При построении расчетной модели были приняты во внимание вполне очевидные обстоятельства.

Во-первых, в результате трансмутации могут образовываться и стабильные, и нестабильные дочерние ядра с постоянными распада λ_1 , которые могут быть и больше, и меньше постоянной распада исходного (материнского) ядра, λ_0 , поэтому коэффициент трансмутации зависит от соотношения постоянных распада материнского и дочернего ядер.

Во-вторых, отработавшее топливо находится в хранилищах и его радиоактивность для окружающей среды и человека имеет значение только в случае выхода радиоактивных нуклидов в окружающую среду, поэтому при наличии абсолютно надежных хранилищ (хотя бы на время, пока радиоактивный нуклид не распадется) трансмутация не имеет смысла. В связи с высказанными соображениями необходимо рассматривать радиоактивность не всех нуклидов, а только вышедших из хранилищ. Поэтому в рассматриваемой модели необходимо ввести вероятность выхода нуклидов в окружающую среду и, в конце концов, рассматривать коэффициент трансмутации относительно радиоактивности нуклидов в окружающей среде. В модели принято, что вероятность выхода нуклидов из хранилища в окружающую среду постоянна и ее значение есть μ . Предположение о независимости μ от времени не вполне верно. Более логично считать, что значение μ будет возрастать со временем вследствие деградации хранилищ. При необходимости оценка зависимости μ от времени может быть сделана при рассмотрении конкретного проекта хранилища.

При расчетах было выбрано $\mu = \ln 2 / 3.1 \cdot 10^{11} [\text{с}^{-1}]$, что соответствует вероятности разрушения половины хранилищ за 10^4 лет.

В-третьих, надо принять во внимание поступление радиоактивных нуклидов в хранилище из действующих реакторов. Достаточно очевидно, что при постоянной мощности ядерной энергетики, в конце концов, устанавливаются равновесные количества и материнского, и дочернего нуклидов (если дочерний нуклид не является стабильным), которые зависят от постоянных распада и трансмутации и от скорости наработки радиоактивных нуклидов. Скорость поступления нуклидов из реакторов в хранилище принята равной α [яд./с].

В рассматриваемой модели предполагается, что трансмутация проводится непрерывно и начинается с выбранного момента времени. Последнее предположение повышает эффективность трансмутации, т.к. в реальной ситуации требуется время для химической переработки топлива, его выдержки, транспортировки и т.п., что приводит к уменьшению коэффициента трансмутации. Другими словами, оценки эффективности в рассматриваемых предположениях можно назвать наиболее оптимистическими с точки зрения целесообразности трансмутации.

УРАВНЕНИЯ ДЛЯ РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ

Запишем уравнения для количества материнских ядер, находящихся в хранилище, ${}^{xp}N_0(t)$, для количества материнских ядер, находящихся в окружающей среде, ${}^{oc}N_0(t)$ и для полного количества материнских ядер, $N_0(t)$. Очевидно, что $N_0(t) = {}^{xp}N_0(t) + {}^{oc}N_0(t)$.

Ниже приведены соответствующие дифференциальные уравнения для случая, когда трансмутация не производится:

$$\frac{d {}^{xp}N_0}{dt} = \alpha - \lambda_0 {}^{xp}N_0 - \mu {}^{xp}N_0, \quad (1)$$

$$\frac{d^{oc}N_0}{dt} = -\lambda_0^{oc}N_0 + \mu^{xp}N_0, \quad (2)$$

$$\frac{dN_0}{dt} = -\lambda_0 N_0 + \alpha. \quad (3)$$

Примем следующее начальное условие:

$$N_0(0) = {}^{xp}N_0(0) = {}^{oc}N_0(0) = 0. \quad (4)$$

Решения уравнений (1)-(3) очень просты; в качестве примера приведем лишь одно:

$${}^{oc}N_0(t) = \frac{\mu\alpha}{\lambda_0 + \mu} \left[\frac{1}{\lambda_0} (1 - e^{-\lambda_0 t}) + \frac{1}{\mu} (e^{-(\lambda_0 + \mu)t} - e^{-\lambda_0 t}) \right]. \quad (5)$$

При $t \rightarrow \infty$ устанавливаются асимптотические значения количества нуклида и в окружающей среде, и в хранилище. Верхний индекс «ас» в приведенных ниже выражениях указывает на значение данной функции при t , стремящемся к бесконечности:

$${}^{xp}N_0^{ac} = \frac{\alpha}{\lambda_0 + \mu}, \quad (6)$$

$${}^{oc}N_0^{ac} = \frac{\mu\alpha}{\lambda_0(\lambda_0 + \mu)}, \quad (7)$$

$$N_0^{ac} = \frac{\alpha}{\lambda_0}. \quad (8)$$

Отметим, что доля активности, вышедшей в окружающую среду, в асимптотике составляет

$$\frac{{}^{oc}A_0^{ac}}{A_0^{ac}} = \frac{\mu\alpha}{\lambda_0 + \mu} = \frac{\mu}{\lambda_0 + \mu}. \quad (9)$$

В частности, это означает, что для очень долгоживущих ядер $\lambda_0 \ll \mu$ все материнские ядра будут находиться в окружающей среде через время порядка нескольких $1/\mu$. Напротив, для ядер с короткими периодами распада $\lambda_0 \gg \mu$ доля ядер, находящихся в окружающей среде, в асимптотике (через время порядка нескольких $1/\lambda_0$) составит μ/λ_0 .

Запишем дифференциальные уравнения для процесса непрерывной трансмутации материнских ядер. Материнские ядра N_0 , находящиеся под контролем, т.е. в реакторе или хранилище, подвергаются трансмутации. Понятие непрерывной трансмутации означает, что время нахождения в реакторе, где происходит трансмутация, намного больше, чем время на переработку топлива, его выдержку, транспортировку и т.п. В этом случае дифференциальные уравнения для материнских ядер имеют следующий вид:

$$\frac{d_{tr}N_0}{dt} = \alpha - \lambda_{0\ tr} N_0 - \lambda_{tr\ tr}^{xp} N_0, \quad (10)$$

$$\frac{d_{tr}^{xp}N_0}{dt} = \alpha - \lambda_{0\ tr}^{xp} N_0 - \mu^{xp} N_0 - \lambda_{tr\ tr}^{xp} N_0, \quad (11)$$

$$\frac{d_{tr}^{oc}N_0}{dt} = \mu^{xp}N_0 - \lambda_0^{oc}N_0, \quad (12)$$

где нижний индекс «tr» у функций N_0 означает количества материнских ядер при условии непрерывной трансмутации. В случае непрерывной трансмутации индекс «xp» не вполне правилен, т.к. и материнские, и дочерние ядра никогда не бывают в хранилище. Их хранилищем является реактор. При вычислении коэффициента трансмутации предполагается, что выход радиоактивных нуклидов из реактора и хранилищ имеет одинаковую вероятность. Тогда вопрос о месте нахождения нуклидов (в реакторе или в хранилище) теряет смысл.

Начальные условия принимаем аналогичными (4), т.е. количество материнских ядер в нулевой момент времени равно нулю.

В тех случаях, когда дочерние ядра не являются стабильными, при вычислении коэффициента трансмутации необходимо учитывать их активность и, следовательно, их количество, решая соответствующие дифференциальные уравнения. Для дочерних ядер имеют место следующие дифференциальные уравнения:

$$\frac{dN_1}{dt} = \lambda_{tr}^{xp}N_0 - \lambda_1N_1, \quad (13)$$

$$\frac{d^{xp}N_1}{dt} = \lambda_{tr}^{xp}N_0 - \lambda_1^{xp}N_1 - \mu^{xp}N_1, \quad (14)$$

$$\frac{d^{oc}N_1}{dt} = \mu^{xp}N_1 - \lambda_1^{oc}N_1. \quad (15)$$

Уравнения (10)-(15) также имеют достаточно простые, но громоздкие аналитические решения. В качестве примера приведем решение для количества материнских и дочерних ядер в окружающей среде:

$${}_{tr}^{oc}N_0 = \frac{\mu\alpha}{\lambda_0 + \lambda_{tr} + \mu} \left[\frac{1}{\lambda_0}(1 - e^{-\lambda_0 t}) + \frac{1}{\lambda_{tr} + \mu}(e^{-(\lambda_0 + \lambda_{tr} + \mu)t} - e^{-\lambda_0 t}) \right] \quad (16)$$

$$\begin{aligned} {}^{oc}N_1 = & \frac{\mu\lambda_{tr}\alpha}{\lambda_0 + \lambda_{tr} + \mu} \left[\frac{1}{\lambda_1 + \mu} \left(\frac{1}{\lambda_1} + \frac{1}{\mu} e^{-(\lambda_1 + \mu)t} \right) - \right. \\ & \left. - \frac{1}{\lambda_1 - \lambda_0 - \lambda_{tr}} \left(\frac{1}{\lambda_1 - \lambda_0 - \lambda_{tr} - \mu} e^{-(\lambda_0 + \lambda_{tr} + \mu)t} + \frac{1}{\mu} e^{-(\lambda_1 + \mu)t} \right) - \right. \\ & \left. - \left\{ \frac{1}{\lambda_1 + \mu} \left(\frac{1}{\lambda_1} + \frac{1}{\mu} \right) - \frac{1}{\lambda_1 - \lambda_0 - \lambda_{tr}} \left(\frac{1}{\lambda_1 - \lambda_0 - \lambda_{tr} - \mu} + \frac{1}{\mu} \right) \right\} e^{-\lambda_1 t} \right]. \end{aligned} \quad (17)$$

Коэффициент трансмутации для радиоактивных ядер в окружающей среде вычисляется как

$${}^{oc}\xi = \{\lambda_0 {}^{oc}N_0 + \lambda_1 {}^{oc}N_1\} / \lambda_0 {}^{oc}N_0. \quad (18)$$

Представляет интерес коэффициент трансмутации для всех ядер (сумма ядер в окружающей среде и в хранилище), который вычисляется по следующей формуле:

$$\xi = \{\lambda_0 {}_{tr}N_0 + \lambda_1 N_1\} / \lambda_0 N_0. \quad (19)$$

Асимптотические значения для количества ядер при проведении трансмутации имеют следующий вид при условии $\lambda_1 \neq 0$:

$${}^{xp}N_0^{ac} = \frac{\alpha}{\lambda_0 + \lambda_{tr} + \mu}, \quad (20)$$

$${}^{oc}N_0^{ac} = \frac{\mu \alpha}{\lambda_0 (\lambda_0 + \lambda_{tr} + \mu)}, \quad (21)$$

$${}^{tr}N_0^{ac} = \frac{(\lambda_0 + \mu) \alpha}{\lambda_0 (\lambda_0 + \lambda_{tr} + \mu)}, \quad (22)$$

$${}^{xp}N_1^{ac} = \frac{\lambda_{tr} \alpha}{(\lambda_1 + \mu)(\lambda_0 + \lambda_{tr} + \mu)}, \quad (23)$$

$${}^{oc}N_1^{ac} = \frac{\lambda_{tr} \mu \alpha}{\lambda_1 (\lambda_1 + \mu)(\lambda_0 + \lambda_{tr} + \mu)}, \quad (24)$$

$$N_1^{ac} = \frac{\lambda_{tr} \alpha}{\lambda_1 (\lambda_0 + \lambda_{tr} + \mu)}. \quad (25)$$

Приведенные асимптотические значения (20)-(25) позволяют вычислить асимптотические значения коэффициента трансмутации для радиоактивности в окружающей среде:

$${}^{oc}\xi^{ac} = \frac{{}^{oc}A_0^{ac} + {}^{oc}A_1^{ac}}{{}^{oc}A_0^{ac}} = \frac{(\lambda_1 + \mu + \lambda_{tr}) \cdot (\lambda_0 + \mu)}{(\lambda_1 + \mu) \cdot (\lambda_0 + \lambda_{tr} + \mu)} = \frac{1 + \lambda_{tr}/(\lambda_1 + \mu)}{1 + \lambda_{tr}/(\lambda_0 + \mu)}. \quad (26)$$

Из (26) следует, что ${}^{oc}\xi^{ac} < 1$, если $\lambda_1 > \lambda_0$, и ${}^{oc}\xi^{ac} > 1$, если $\lambda_1 < \lambda_0$. Превращение материнских ядер в результате трансмутации в более долгоживущие дочерние ядра в конце концов (в асимптотике) увеличивает радиоактивность в сравнении с радиоактивностью без трансмутации ядер, однако это асимптотическое значение достигается при $\lambda_1 t > 5$.

Необходимо отметить, что асимптотическое значение коэффициента трансмутации при условии $\lambda_1 \neq 0$, который записан для активности всех ядер (сумма активностей ядер в хранилище и в окружающей среде), оказывается равным единице:

$$\xi^{ac} = \frac{A_0^{ac} + A_1^{ac}}{A_0^{ac}} = \frac{(\lambda_0 + \mu) \cdot \alpha}{\lambda_0 + \lambda_{tr} + \mu} + \frac{\lambda_{tr} \cdot \alpha}{\lambda_0 + \lambda_{tr} + \mu} = 1. \quad (27)$$

Таким образом, трансмутация по прошествии длительного времени не оказывает влияния на суммарную (${}^{oc}A + {}^{xp}A$) активность продуктов деления. Другими словами, затрата сил, средств и времени на трансмутацию не приводит к изменению активности (в асимптотике).

РЕЗУЛЬТАТЫ МОДЕЛЬНЫХ РАСЧЕТОВ

Для выяснения основных закономерностей проведены модельные расчеты с учетом того, что постоянная распада материнского ядра по порядку величин совпадает с постоянной трансмутации и намного больше вероятности отказа хранилища, при следующих предположениях о постоянной распада дочернего ядра:

- период полураспада дочернего ядра много меньше периода полураспада материнского ядра (в принятых в работе обозначениях это может быть записано как $\lambda_1 \Phi \lambda_0 \approx \lambda_{tr} \Phi \mu$);

- период полураспада дочернего ядра много больше периода полураспада материнского ядра (соответствующие соотношения в этом случае имеют вид $\lambda_1 \text{ пл } \lambda_0 \approx \lambda_{\text{тр}} \text{ фф } \mu$);

- в результате трансмутации образуется стабильное ядро $\lambda_1 = 0$, $\lambda_0 \approx \lambda_{\text{тр}} \text{ фф } \mu$ (для получения результатов при $\lambda_1 = 0$ в уравнениях (13)-(15) надо всюду принять нулевой постоянной распада для дочерних ядер; в этом случае $N_1(t)$ будет неограниченно возрастать во времени, а $A_1(t) = 0$).

Результаты расчета коэффициента трансмутации для полной активности и коэффициента трансмутации для окружающей среды представлены на рис. 1 и 2 соответственно. Номера у кривых соответствуют описанным выше предположениям о постоянной распада дочернего ядра. При расчетах были приняты следующие значения параметров ядер: $\lambda_0 = \lambda_{\text{тр}} = 2.2 \cdot 10^{-10} \text{ c}^{-1}$ (соответствующий период полураспада равен 100 годам); $\mu = 2.2 \cdot 10^{-12} \text{ c}^{-1}$ (соответствующий «период полураспада» хранилища 10^4 лет).

В первом случае $\lambda_1 = 2.2 \cdot 10^{-6} \text{ c}^{-1}$, а во втором $\lambda_1 = 2.2 \cdot 10^{-12} \text{ c}^{-1}$.

Результаты расчета коэффициента трансмутации для окружающей среды показывают, что через 100 лет после начала трансмутации, в результате которой образуется короткоживущий нуклид, активность в окружающей среде уменьшится по сравнению с активностью в окружающей среде при отсутствии трансмутации на 20%. Через 1000 лет после начала трансмутации выигрыш составит всего около 2 раз.

При проведении такой трансмутации, когда в результате образуется значительно более долгоживущий нуклид, выигрыш в окружающей среде через 100 и 1000 лет составит 20 и 40% соответственно.

Отметим, что при трансмутации нуклида в более короткоживущий во временном интервале от 0 до примерно 10 лет активность в окружающей среде при проведении трансмутации больше активности в окружающей среде для случая, если бы трансмутация не проводилась. Этот факт объясняется тем, что активность в окружающей среде складывается из активностей ядер 0-го и 1-го сорта, а активность 1-го сорта ядер больше. Величина и промежуток времени, на котором наблюдается проигрыш при проведении трансмутации, зависят от значений λ_1 и $\lambda_{\text{тр}}$.

Асимптотическое значение ${}^{\text{oc}}\xi$ при рассмотренных выше условиях будет равно в первом случае 0.5 и 25.6 во втором случае, т.е. выигрыш и проигрыш соответственно.

Таблица 1

Параметры долгоживущих радиоактивных нуклидов

Нуклид	$T_{1/2}$, годы	${}^{\text{trans}}T_{1/2}$, годы	$T_{1/2}$ дочернего ядра
${}^{79}\text{Se}$	$6,5 \cdot 10^4$	$7,3 \cdot 10^2$	Стабильный
${}^{90}\text{Sr}$	29	$2,2 \cdot 10^3$	9,5 ч
${}^{93}\text{Zr}$	$1,5 \cdot 10^6$	$7,3 \cdot 10^2$	Стабильный
${}^{94}\text{Nb}$	$2,0 \cdot 10^4$	$5,5 \cdot 10^2$	34 дня
${}^{99}\text{Tc}$	$2,1 \cdot 10^5$	$1,1 \cdot 10^2$	15,8 с
${}^{107}\text{Pd}$	$6,5 \cdot 10^6$	$4,4 \cdot 10^1$	Стабильный
${}^{126}\text{Sn}$	$1,0 \cdot 10^5$	$4,4 \cdot 10^3$	2 ч
${}^{129}\text{I}$	$1,6 \cdot 10^7$	$1,6 \cdot 10^2$	12 ч
${}^{135}\text{Cs}$	$2,3 \cdot 10^6$	$3,1 \cdot 10^2$	13 дней
${}^{137}\text{Cs}$	30	$2,2 \cdot 10^3$	32 мин
${}^{151}\text{Sm}$	89	$3,1 \cdot 10^1$	Стабильный

Следует также отметить, что даже если в результате трансмутации образуется стабильное ядро, то при скоростях трансмутации порядка постоянной распада не удастся получить значительного выигрыша за разумное время.

Если же говорить не об активности в окружающей среде, а о полной активности, т.е. анализировать поведение $\xi(t)$, то, как уже отмечалось, асимптотические значения коэффициента трансмутации равны единице. Более того, при трансмутации материнского нуклида в короткоживущий нуклид на начальной стадии наблюдается проигрыш. Если же трансмутировать ядра в более долгоживущие, то будет наблюдаться выигрыш от таких действий на начальной стадии, но асимптотическое значение ξ будет равно единице.

В случае $\lambda_1=0$ наблюдается снижение и ${}^{oc}\xi$, и ξ , и их асимптотические значения достигают 0.5.

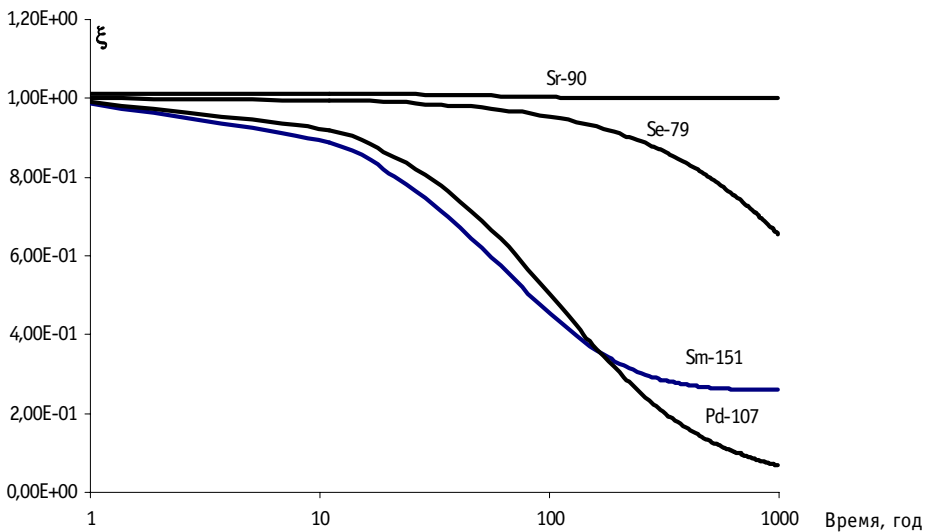


Рис. 1. Зависимость от времени коэффициента трансмутации для полной активности опасных нуклидов

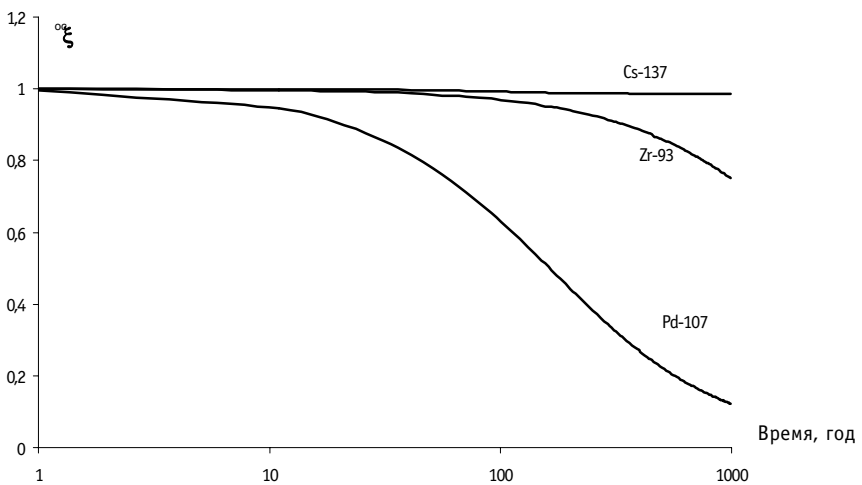


Рис. 2. Зависимость от времени коэффициента трансмутации для активности опасных нуклидов в окружающей среде

Таблица 2

Коэффициенты трансмутации для полной активности и активности радионуклидов в окружающей среде

		1 год	100 лет	1000 лет	Асимптотическое значение при $t \rightarrow \infty$
¹⁵¹ Sm	ξ	0,99	0,45	0,26	0,26
	${}^{oc}\xi$	0,99	0,56	0,26	0,26
¹⁰⁷ Pd	ξ	0,99	0,5	0,07	$4,4 \cdot 10^{-3}$
	${}^{oc}\xi$	0,99	0,63	0,12	$4,4 \cdot 10^{-3}$
⁹³ Zr	ξ	1	0,95	0,66	$6,8 \cdot 10^{-2}$
	${}^{oc}\xi$	1	0,97	0,75	$6,8 \cdot 10^{-2}$
¹³⁷ Cs	ξ	1,01	1	1	1
	${}^{oc}\xi$	1	0,99	0,99	0,99
¹³⁵ Cs	ξ	7000	6620	2900	1
	${}^{oc}\xi$	685	7	0,85	0,03
¹²⁹ I	ξ	$9,96 \cdot 10^4$	$8,07 \cdot 10^4$	$2,3 \cdot 10^4$	1
	${}^{oc}\xi$	394	4	0,46	0,016
¹²⁶ Sn	ξ	23,7	23,5	21,3	1
	${}^{oc}\xi$	1,02	0,99	0,95	0,33
⁹⁹ Tc	ξ	$1,9 \cdot 10^3$	$1,4 \cdot 10^3$	302	1
	${}^{oc}\xi$	1	0,82	0,27	0,01
⁹⁴ Nb	ξ	32,5	34,9	21	1
	${}^{oc}\xi$	8,15	1,05	0,7	0,08
⁹⁰ Sr	ξ	1,01	1	1	1
	${}^{oc}\xi$	1	0,99	0,99	0,99
⁷⁹ Se	ξ	1	0,95	0,65	0,08
	${}^{oc}\xi$	1	0,97	0,75	0,08

ЭФФЕКТИВНОСТЬ ТРАНСМУТАЦИИ ДЛЯ ДОЛГОЖИВУЩИХ НУКЛИДОВ

Приведенная математическая модель была использована для расчета ξ и ${}^{oc}\xi$ для нуклидов, которые рассматривались в качестве “претендентов” на проведение их трансмутации. Набор таких нуклидов обычно определяется периодами полураспада ($T_{1/2} > 30$ лет). В табл. 1 приведен набор нуклидов ([4]) с необходимыми данными для расчета коэффициентов трансмутации. При этом постоянная трансмутации определялась для спектра нейтронов быстрого реактора с плотностью потока нейтронов $\Phi = 10^{15}$ н./ $(\text{см}^2 \text{ с})$.

Результаты расчета $\xi(t)$ - коэффициента трансмутации для полной активности для нескольких нуклидов из табл. 1 представлены на рис. 1. На рис. 2 приведен ${}^{oc}\xi(t)$ - коэффициент трансмутации для тех же нуклидов в окружающей среде.

Численные значения ξ и ${}^{oc}\xi$ в моменты времени 1 год, 100 и 1000 лет и их асимптотические значения для всех нуклидов из табл. 1 приведены в табл. 2.

Из представленных в табл. 2 результатов расчетов коэффициента трансмутации по активности опасных продуктов деления в окружающей среде следует, что через 100 лет после начала трансмутации реального выигрыша от ее использования нет. Из всех нуклидов выигрыш приблизительно в два раза наблюдается только для ¹⁵¹Sm и ¹⁰⁷Pd. Такой выигрыш вряд ли можно считать существенным и проведение трансмутации целесообразной.

Отметим, что даже через тысячу лет будет достигнут выигрыш примерно на по-

рядок только для двух указанных выше продуктов деления.

Асимптотические значения коэффициента трансмутации показывают, что для таких нуклидов как ^{137}Cs , ^{126}Sn , ^{90}Sr , существенного выигрыша получить нельзя. Это, в первую очередь, связано с малой скоростью трансмутации этих нуклидов в реально существующих реакторах. Уменьшение их активности потребует создания специализированных установок, в которых скорость трансмутации должна быть заметно выше.

ВЫВОДЫ

Полученные результаты оказываются весьма пессимистическими относительно эффективности трансмутации продуктов деления. Уточнение расчетной модели приведет к снижению эффективности трансмутации, по крайней мере, по двум причинам. Во-первых, необходимо принять во внимание время, необходимое на переработку материалов, изготовление топливных композиций, транспортировку, выдержку облученных материалов. Учет указанных обстоятельств равносителен снижению постоянной трансмутации, т.е. снижению эффективности трансмутации. Во-вторых, при рассмотрении конкретных нуклидов необходимо принимать во внимание и активность «внучатых» нуклидов, и накопление радионуклидов в конструкционных материалах топливных сборок. Вклад указанной радиоактивности может оказаться заметным в определенные отрезки времени.

Литература.

1. Proc. Global 97, Yokohama, Oct. 5-10, 1997.
2. International Conference on the physics of reactors PHYSOR'96, Sept. 16-20, 1996, Mito, Ibraki, Japan.
3. The Frederic Joliot summer school in reactor physics. Cadarache, France, August 1998.
4. Salvatores M. The physics of transmutation for radioactive waste minimisation. // The Frederic Joliot summer school in reactor physics. Cadarache, France, August 1998.

Поступила в редакцию 18.09.2000

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ NRT-ФОРМУЛЫ ДЛЯ РАСЧЕТА СЕЧЕНИЙ СМЕЩЕНИЯ АТОМОВ МАТЕРИАЛА, ОБЛУЧАЕМОГО НУКЛОНАМИ ПРОМЕЖУТОЧНЫХ И ВЫСОКИХ ЭНЕРГИЙ

А.Ю. Конобеев*, Ю.В. Конобеев, Ю.А Коровин***

* *Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск*

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



Исследовано поведение каскадной функции, определяющей число созданных дефектов в материале, при высоких энергиях налетающих ионов. Проведены расчеты сечений смещения атомов для ряда материалов с атомным номером $Z=13-28$, облучаемых протонами с энергиями до 25 ГэВ. Показано, что сечение смещения может быть вычислено с использованием NRT-формулы с погрешностью 5-20% относительно более точного расчета.

ВВЕДЕНИЕ

При заданном спектре первичных частиц скорость накопления повреждающей дозы материала определяется сечением смещения атомов σ_d , которое может быть рассчитано с помощью следующего выражения:

$$\sigma_d = \int \frac{d\sigma}{dT} v(T) dT, \quad (1)$$

где $d\sigma/dT$ – дифференциальное сечение передачи кинетической энергии T первичному выбитому атому (ПВА) при взаимодействии с падающей частицей; $v(T)$ – каскадная функция.

Каскадная функция $v(T)$ в (1) определяет количество атомов материала, смещенных из узлов кристаллической решетки под действием ПВА с кинетической энергией T (число созданных пар Френкеля).

В настоящее время при вычислении повреждающей дозы материалов широко используется формула для $v(T)$, полученная в работе [1] (модель NRT-стандарт),

$$v(T)_{\text{NRT}} = \frac{0.8}{2E_d} \tilde{T}(T), \quad (2)$$

где E_d – эффективная пороговая энергия смещений; $\tilde{T}(T)$ – энергия, затраченная на создание повреждений, равная

$$\tilde{T}(T) = \frac{T}{1 + kg(\epsilon)}, \quad (3)$$

$$g(\epsilon) = 3.4008 \epsilon^{1/6} + 0.40244 \epsilon^{3/4} + \epsilon, \quad (4)$$

$$k = 0.1337 Z_1^{1/6} (Z_1 / A_1)^{1/2}, \quad (5)$$

$$\epsilon = [A_2 T / (A_1 + A_2)] [a / (Z_1 Z_2 e^2)], \quad (6)$$

$$a = (9\pi^2 / 128)^{1/3} a_0 [Z_1^{2/3} + Z_2^{2/3}]^{1/2}, \quad (7)$$

где a_0 – боровский радиус; e – заряд электрона; Z_1, A_1 и Z_2, A_2 – атомный номер и массовое число налетающего иона и материала соответственно.

Применимость формул (2)-(7), согласно [1], ограничивают, по крайней мере, два условия:

а) энергия ПВА не должна превышать некоторого максимального значения:

$$T_{\max} < 0.025 Z_1^{4/3} A_1, \text{ МэВ} \quad (8)$$

(к примеру, для ^{27}Al $T_{\max} = 20.6$ МэВ, ^{58}Ni – 123 МэВ, ^{184}W – 1429 МэВ),

б) атомный номер и массовое число ПВА и материала должны быть близки $Z_1 \approx Z_2, A_1 \approx A_2$.

При облучении материалов нуклонами высоких энергий спектр ядер отдачи может включать в себя область энергий, заметно превышающих T_{\max} (см. рис.1). Кроме того, в ядерных реакциях образуются ионы с Z_1 и A_1 , заметно отличающиеся от характеристик материала.

При получении формул (2)-(7) предполагалось, что электронная тормозная способность иона пропорциональна его скорости, т.е. $(dE/dx)_e \sim T^{1/2}$. Между тем, с увеличением энергии иона функция $(dE/dx)_e$ достигает максимального значения, затем уменьшается и при высоких энергиях определяется формулой Бете. Следует отметить, что отклонение экспериментальных значений $(dE/dx)_e$ от зависимости $\sim T^{1/2}$ наблюдается при энергиях, заметно меньших величины T_{\max} , определяемой условием (8).

Формула NRT-стандарт получена исходя из представлений о том, что передача энергии атомам решетки осуществляется, главным образом, за счет упругих столкновений. Недавние исследования [2,3] показали, что в области энергий ПВА, соответствующих относительно высокой величине $(dE/dx)_e$, такой механизм не является основным и в передаче энергии атомам решетки важную роль играет возбуждение электронной системы. При таких энергиях экспериментальные значения сечений смещения для различных ионов [2,3] заметно отличаются от вычисленных с применением формул (2)-(7).

Целью настоящей работы являлось рассмотрение применимости модели NRT-стандарт для расчета числа дефектов в материалах, облучаемых нуклонами промежуточных и высоких энергий, проведение расчета сечений смещения атомов с учетом реалисти-

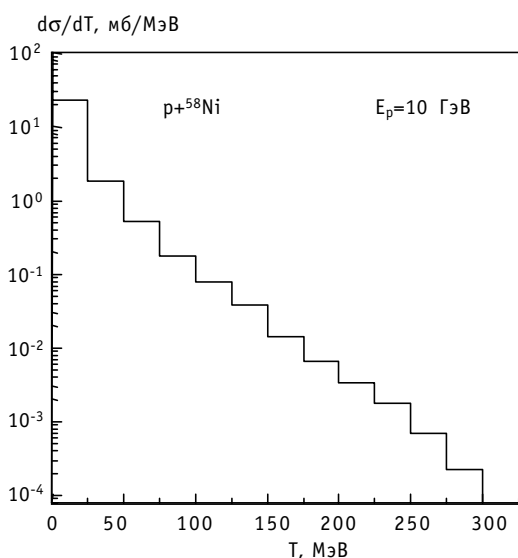


Рис.1. Рассчитанный спектр ядер отдачи при облучении ^{58}Ni протонами с энергией 10 ГэВ ($T_{\max}=123$ МэВ)

ческих величин каскадной функции.

КАСКАДНАЯ ФУНКЦИЯ ДЛЯ ВЫСОКОЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ИОНОВ

Полное число дефектов, образованных ионом (Z_1, A_1) с энергией E_0 в материале (Z_2, A_2) при условии, что основным механизмом передачи энергии атомам решетки являются упругие столкновения, равно

$$v(E_0) = \frac{0.8}{2E_d} \int_0^{E_0} \frac{(dE/dx)_{casc}}{(dE/dx)_e + (dE/dx)_n} dE, \quad (9)$$

где $(dE/dx)_{casc}$ - удельные потери энергии, идущие на создание повреждений; $(dE/dx)_e$ - электронная тормозная способность; $(dE/dx)_n$ - удельные потери энергии на упругие столкновения (ядерные потери).

Удельные потери энергии $(dE/dx)_{casc}$ и ядерные потери $(dE/dx)_n$ определяются следующими интегралами:

$$\left(\frac{dE}{dx} \right)_{casc} = N \int_0^{\alpha E} \frac{d\sigma(E, T)}{dT} \tilde{T}'(T) dT, \quad (10)$$

$$\left(\frac{dE}{dx} \right)_n = N \int_0^{\alpha E} \frac{d\sigma(E, T)}{dT} T dT, \quad (11)$$

где N - число атомов вещества в единице объема; $\tilde{T}'(T)$ - энергия, затраченная на создание повреждений; αE - максимальная энергия, переданная в упругом столкновении, $\alpha = 4A_1A_2/(A_1+A_2)^2$.

Дифференциальное сечение передачи кинетической энергии T атому решетки $d\sigma(E, T)/dT$ определяется согласно [4,5].

Как показал анализ, из-за быстрого убывания $d\sigma(E, T)/dT$ с ростом энергии T интегрирование выражения (10) с хорошей точностью может быть проведено при верхнем пределе, не превышающем T_{max} - энергетический предел применимости NRT-формулы. Поэтому выражения (9)-(11) могут быть использованы для расчета числа повреждений при произвольной энергии иона при условии, что энергия \tilde{T}'

в формуле (10) определяется согласно выражениям (3)-(7), т.е. $\tilde{T}' = \tilde{T}$.

В настоящей работе каскадная функция вычислялась для различных ионов, взаимодействующих с ^{58}Ni . Электронная тормозная способность рассчитывалась согласно [4] при энергиях ионов до 0.0125 МэВ/нуклон в диапазоне энергий 0.0125 - 12 МэВ/нуклон бралась из таблиц [6] и вычислялась в соответствии с [7] при энергиях выше 12 МэВ/нуклон.

На рис.2 показана каскадная функция при облучении ^{58}Ni ионами ^{27}Al и ^{48}Ti . Видно, что в области относительно малых энергий значения $n(T)$, рассчитанные с помощью NRT-формулы и с использованием реалистической зависимости $(dE/dx)_e$, близки. Начиная с определенной энергии функция $v(T)$ резко возрастает и различие между $v(T)$ и $v(T)_{NRT}$ становится заметным.

Обсуждаемое поведение каскадной функции относится к случаю, когда основным источником генерации пар Френкеля являются упругие столкновения атомов. В работах [2,3] показано, что в области энергий ионов, соответствующих высоким значениям $(dE/dx)_e$, часть энергии, затраченной на электронное возбуждение, передается атомам решетки. В этом случае упругие столкновения играют второстепенную роль в создании повреждений, и экспериментальные значения сече-

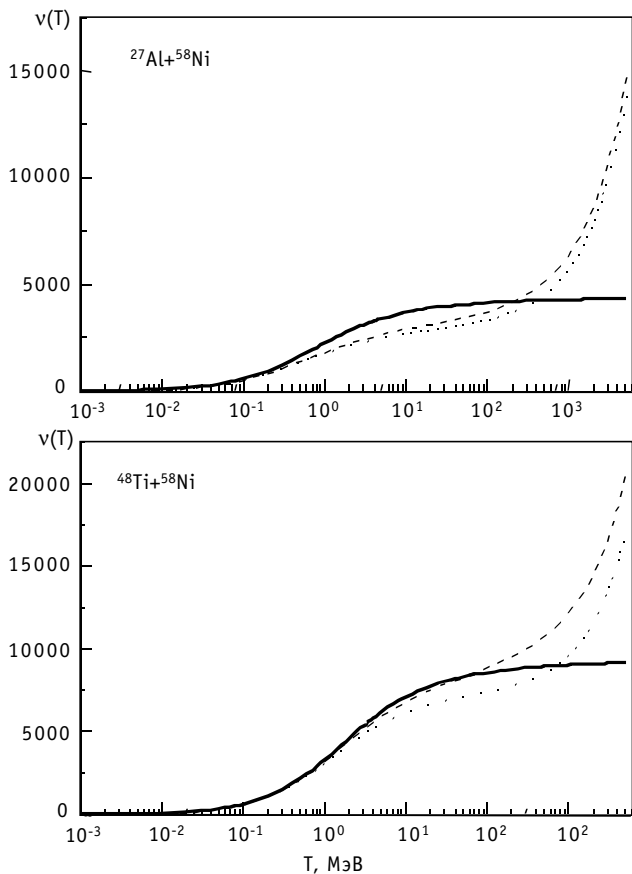


Рис.2. Каскадная функция при облучении ^{58}Ni ионами ^{27}Al и ^{48}Ti : — расчет по модели NRT-стандарт; - - - вычисления проведены с помощью выражений (9)-(11) и экспериментальных значений электронной тормозной способности; - использованы выражения (9)-(11), экспериментальные значения $(dE/dx)_e$, дополнительно учтена поправка, возникающая из-за различий экспериментальных и рассчитанных сечений смещения для ионов

ний смещения для ионов σ_d^{exp} оказываются заметно ниже (в 2-3 раза) значенный σ_d^n , рассчитанных с учетом только упругого механизма передачи энергии.

В работе [8] была предложена простая модель, позволяющая установить функциональную зависимость между отношением

$\sigma_d^{\text{exp}} / \sigma_d^n$ и $(dE/dx)_e$. Это, в свою очередь, дает возможность приблизительно учесть смену механизма создания повреждений при вычислении $v(T)$. Рассчитанные значения каскадной функции с использованием экспериментальных данных о

сечении смещения σ_d^{exp} приведены на рис.2. Видно, что несмотря на существенное различие σ_d^{exp} и σ_d^n , функция $v(T)$ относительно слабо чувствительна

к механизму передачи энергии при высоких значениях электронной тормозной способности $(dE/dx)_e$.

СЕЧЕНИЯ СМЕЩЕНИЯ АТОМОВ МАТЕРИАЛА ПРИ ОБЛУЧЕНИИ ВЫСОКОЭНЕРГЕТИЧЕСКИМИ НУКЛОНАМИ

В данной работе сечения смещения под действием протонов с энергиями от 0.1 до 25 ГэВ были рассчитаны для нескольких материалов. Расчет спектра ядер отдачи осуществлялся методом Монте-Карло с помощью программы CASCADE/INPE [9].

Для всех образующихся в ядерных реакциях ядер с $Z \geq 3$ вычислялось число создаваемых дефектов с использованием различных каскадных функций: модель NRT-стандарт, формулы (9)-(11) с учетом реалистической зависимости $(dE/dx)_e$ от энергии и те же формулы с учетом поправки, возникающей из-за различий экспериментальных и рассчитанных сечений смещения для ионов.

На рис. 3 приведен вклад ядер с различным массовым числом в сечение смещения ^{58}Ni при неупругих взаимодействиях с протонами, обладающими энергией 10 ГэВ. Расчеты проведены с использованием модели NRT-стандарт и на основе

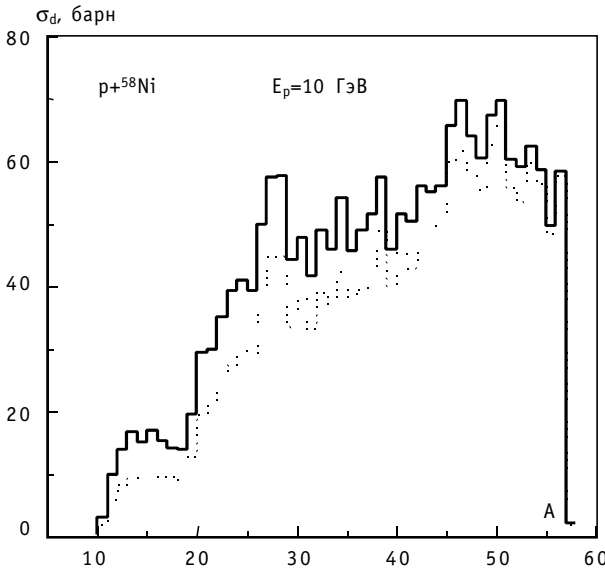


Рис.3. Вклад ядер с различным массовым числом в сечение смещения для ^{58}Ni при неупругих взаимодействиях с протонами с энергией 10 ГэВ (обозначения те же, что и на рис.2)

ти энергий, соответствующих убыванию электронных тормозных потерь, не оказывает влияния на сечение σ_d для нуклонов. Причиной является тот факт, что средняя кинетическая энергия, переданная ПВА при взаимодействиях нуклонов с ядрами, относительно невелика. На рис. 5 показана средняя энергия $\langle T \rangle$, переданная ПВА при неупругих взаимодействиях протонов с некоторыми ядрами. Согласно рис. 5, с увеличением энергии протона средняя энергия $\langle T \rangle$ вначале возрастает вплоть до энергий протона $\sim 1 - 7$ ГэВ, достигая относительно небольших значений, а затем слабо меняется.

Рассмотренные особенности сечений смещения относятся к неупругому каналу взаимодействия нуклонов с ядрами. При упругом рассеянии протонов основной вклад в сечение смещения атомов дает область энергий ПВА, при которых различие результатов, полученных с использованием различных каскадных функций, становится несуще-

формул (9)-(11) с учетом реалистической зависимости электронных потерь и поправки, возникающей из-за различий

$$\sigma_d^{\text{exp}} \text{ и } \sigma_d^n.$$

На рис.4 показаны сечения смещения для неупругих взаимодействий протонов с ^{58}Ni при энергиях от 0.1 до 25 ГэВ. Сечение, полученное с помощью модели NRT-стандарт, отличается от сечения σ_d , рассчитанного на основе более точных подходов в пределах 5-20% в зависимости от энергии первичных протонов.

Отмеченное увеличение значений функции $v(T)$ по сравнению с $v(T)_{\text{NRT}}$ (рис.2) в обла-

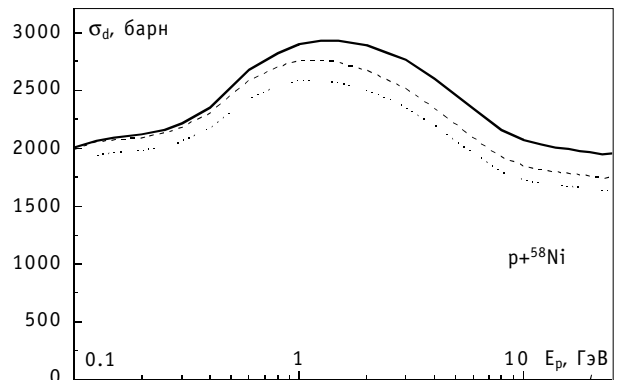


Рис.4. Сечения смещения для неупругих взаимодействий протонов с ^{58}Ni , рассчитанные с использованием различных каскадных функций (обозначения те же, что на рис.2)

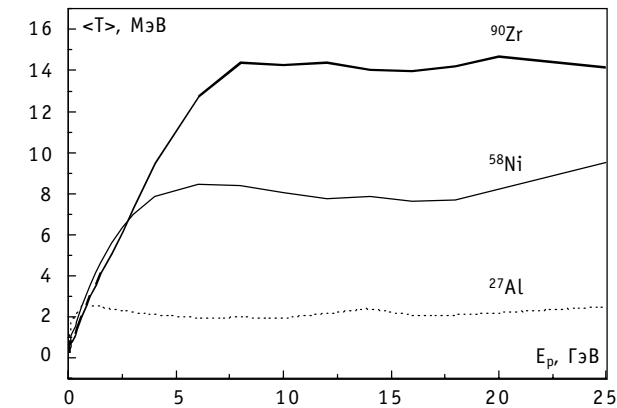


Рис.5. Средняя энергия $\langle T \rangle$, переданная ПВА при неупругих взаимодействиях протонов с ядрами ^{27}Al , ^{58}Ni , ^{90}Zr

ственным. При высоких энергиях ПВА, для которых это различие существенно, основной вклад в сечение смещения вносят неупругие взаимодействия.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассмотрено поведение каскадной функции, определяющей число созданных пар Френкеля в материале, при высоких энергиях налетающих ионов. Показано, что при энергиях ионов выше $0.025 Z_1^{4/3} A_1$ МэВ предсказания на основе модели NRT-стандарт существенно отличаются от полученных на основе реалистических каскадных функций.

Проведены расчеты сечения смещения атомов для ряда материалов с атомными номерами Z от 13 до 28 под действием протонов с энергиями вплоть до 25 ГэВ. Показано, что сечение смещения может быть рассчитано на основе модели NRT-стандарт с погрешностью 5-20% относительно более точного расчета.

Литература

1. *Norgett M.J., Robinson M.T., Torrens I.M.* A Proposed Method of Calculating Displacement Dose Rates // Nuclear Engineering and Design. – 1975. - V.33. - P. 50-54.
2. *Dunlop A., Lesueur D.* Damage Creation via Electronic Excitations in Metallic Targets // Radiat. Effects and Defects in Solids. – 1993. - V. 126. - P. 123-128.
3. *Dunlop A., Lesueur D., Legrand P., Dammak H.* Effects Induced by High Electronic Excitations in Pure Metals: a Detailed Study in Iron // Nucl. Instr. Meth. Phys. Res. – 1994. - V. B90. - P. 330-338.
4. *Lindhard J., Scharff M., Schiott H.E.* Range Concepts and Heavy Ion Ranges // K. Dan. Vidensk. Selsk. Mat. Fys. Medd. - 1963. - V. 33. - № 14.
5. *Winterborn K.B., Sigmund P., Sanders J.B. K.* Spatial Distribution of Energy Deposited by Atomic Particles in Elastic Collisions // Dan. Vidensk. Selsk. Mat. Fys. Medd. – 1970. - V. 37. – № 14.
6. *Немец О.Ф., Гофман Ю.В.* Справочник по ядерной физике. – Киев: Науковадумка, 1975.
7. *Ziegler J.F.* Handbook of Stopping Cross-Sections for Energetic Ions in All Elements. - Pergamon Press, 1977.
8. *Tombrello T.A.* Damage in Metals from MeV Heavy Ions // Nucl. Instr. Meth. Phys. Res.- 1995. - V. B95. - P. 501-504.
9. *Барашенков В.С., Конобеев А.Ю., Коровин Ю.А., Соснин В.Н.* Программный комплекс CASCADE/INPE // Атомная энергия. – 1999. - Т. 87. - Вып. 4. - С.283-286.

Поступила в редакцию 9.11.2000

РЕЗУЛЬТАТЫ МОДЕЛИРОВАНИЯ ПАРАМЕТРОВ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ДЛЯ ВОДО-ВОДЯНОГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА ВВЭР-1000 С ЗАГРУЗКОЙ ТОРИЙУРАНПЛУТОНИЕВЫХ ТОПЛИВНЫХ КОМПОЗИЦИЙ

И.В. Шаманин*, А.А. Ухов*, Г.-И. Рюттен, К. Хаас**, В. Шерер****

**Томский политехнический университет, г. Томск*

***Институт исследований безопасности и реакторных технологий (ISR-2, Forschungszentrum Juelich, Germany)*



Анализируются общие параметры водо-водяного реактора при использовании топлива ($m\%Th^{232}$, $n\%U^{235}$, $k\%Pu^{239}$) O_2 . Во всех рассмотренных вариациях предполагалось, что конструкция активной зоны и теплоделяющих сборок стандартная для ВВЭР-1000. Рассматривались кампании, образованные 3, 4 и 5 циклами выгорания.

Целью данного исследования являлось определение возможности реактора ВВЭР-1000, как потенциальной ядерной энергетической установки для утилизации плутония оружейной кондиции в топливе на основе тория.

ВВЕДЕНИЕ

Важной проблемой для атомной промышленности в настоящее время является поиск путей использования оружейного плутония в ядерных энергетических установках. Решение проблемы требует ответа на ряд принципиальных вопросов, одним из которых является определение возможностей использования плутонийсодержащего топлива в типичных установках. Такая возможность может быть реализована в легководном ториевом реакторе ВВЭР-Т, концепция и физическая схема которого детально изложены в [1]. В соответствии с ней, в случае гомогенных ТВС, требуется изменение конструкции блока прижимных труб и расположения технологических каналов СУЗ. Данный вариант предполагается для реакторов нового поколения и при внедрении переработки топлива. Концепция гетерогенной ТВС изначально предполагает изменение материального состава и конструкции.

Несомненный интерес вызывает вариант, не требующий значительных изменений конструкции АЗ, СУЗ и ТВС при замене типичного UO_2 -топлива на плутонийсодержащее топливо. Для такого варианта необходимо определение оптимального сочетания схемы загрузки топлива, схемы движения топлива в течение кампании

и состава свежего топлива, обеспечивающего максимальное выгорание ^{239}Pu , минимизацию возможности извлечения из отработавшего топлива делящихся нуклидов в количествах, пригодных для изготовления ядерного оружия.

Принципиальные мотивы, преимущества и аргументы в пользу постепенного перехода ядерной энергетики к уранториевому топливному циклу приведены в [2]. Вовлечение в него плутония увеличивает преимущества.

Принимая во внимание данные факты, актуальной можно считать задачу изучения параметров топливного цикла для реактора неизменной конструкции с загрузкой оксидного плутонийсодержащего топлива на базе тория с добавкой высокообогащенного урана, которая может быть обусловлена необходимостью увеличения доли запаздывающих нейтронов, которая относительно невелика для ^{239}Pu и ^{233}U .

ПРОФИЛИРОВАНИЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ И РАССТАНОВКА ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК

Активная зона условно разделяется на 2 области: периферийная (42 ТВС типа 1) и центральная (109 ТВС). В центральной области размещаются 54 ТВС типа 2 с минимальным содержанием делящихся нуклидов и 54 ТВС типа 3 со средним значением содержания делящихся нуклидов. Центральная ТВС относится к типу 1, который характеризуется максимальным содержанием делящихся нуклидов (периферийная область). Таким образом организуется первая стартовая загрузка.

В аксиальном направлении часть расчетной области, занятая активной зоной, дробится на 5 равных участков. Дополнительный участок сверху и снизу соответствует отражателю с конструкционными элементами, находящимися в его объеме. В радиальном направлении активная зона дробится на кольцевые секторы, количество которых определяется выбранной схемой загрузки и движения топлива. Дополнительный периферийный сектор также соответствует отражателю. В расчетах моделируются случаи, соответствующие режиму движения топлива от периферии к центру при одновременном перемешивании в радиальном направлении. Расчеты произведены на базе пакета прикладных программ V.S.O.P (97) [3]. Предварительная процедура гомогенизации предполагает учет всех конструкционных элементов ТВС и активной зоны, а также наличия H_3BO_3 в первом контуре, определяющих материальный состав во всех элементах расчетной области.

На рис. 1 приведены схемы условного разделения активной зоны в радиальном направлении, соответствующие рассмотренным в расчетах вариантам загрузки, движения и выгрузки топлива. Варианты А и В соответствуют кампании, образованной тремя циклами выгорания (загрузка-перегрузка-перегрузка-выгрузка), вариант С – кампании из четырех циклов, вариант D – из пяти циклов. Тип топлива в каждом кольцевом секторе определяется значениями «гомогенизированных» концентраций нуклидов ^{232}Th , ^{235}U , ^{238}U и ^{239}Pu в стартовой загрузке. Концентрации определяются соотношением

$$C_i^n = \sum_{j=1}^3 P_{ji} \cdot c_j^n, \quad (1)$$

где c_j^n - гомогенная концентрация нуклида «n» в ТВС типа «j», P_{ji} - доля ТВС типа «j» в кольцевом секторе «i». В случаях А и В активная зона в радиальном направлении разделяется на 9 секторов, в случаях С и D – на 12 и 15 секторов соответственно. Тип спектра в элементах расчетного поля определяется в ходе предварительных тестовых расчетов: 1 – жесткий спектр, 5 – мягкий спектр. В табл. 1 и 2 приведены

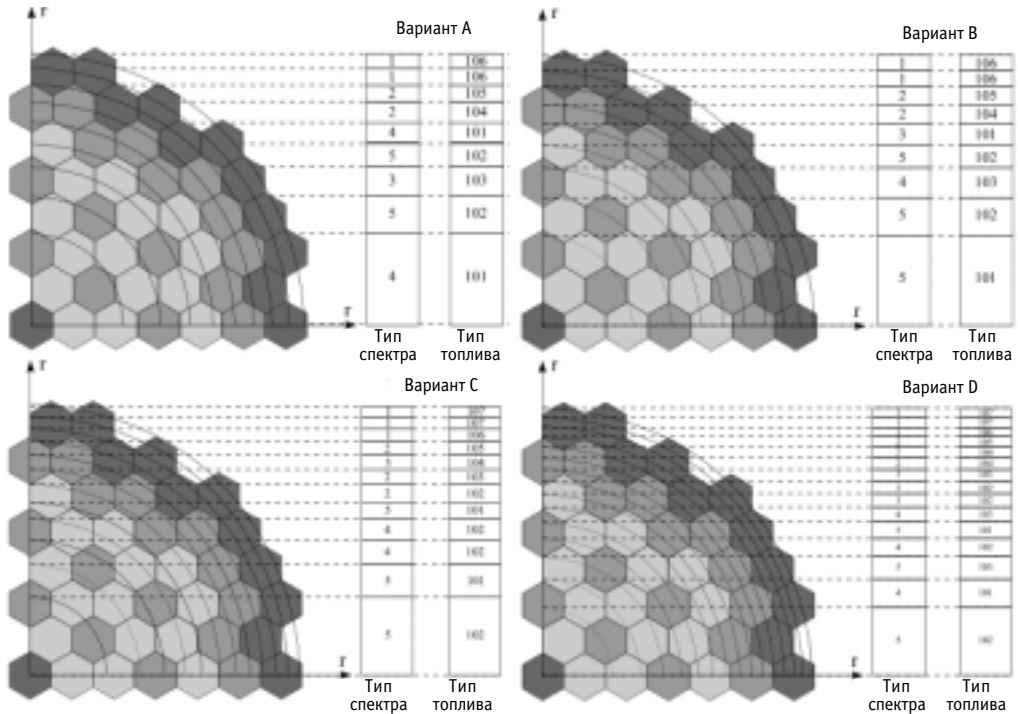


Рис. 1. Дробление активной зоны в радиальном направлении на кольцевые секторы: ■ - ТВС типа 1; ■ - ТВС типа 2; ■ - ТВС типа 3 (1/4 активной зоны)

параметры, характеризующие материальный состав активной зоны после стартовой загрузки в начале кампании.

Таблица 1

Состав топлива в различных типах ТВС

	²³² Th	²³⁵ U	²³⁸ U	²³⁹ Pu
<i>Вариант А</i>				
Тип 1	92.00%	3.855%	0.290%	3.855%
Тип 2	94.55%	2.986%	0.225%	2.239%
Тип 3	97.00%	2.264%	0.170%	0.556%
<i>Варианты В, С, D</i>				
Тип 1	90.0%	<0.1%		9.9%
Тип 2	92.0%	<0.1%		7.9%
Тип 3	94.0%	<0.1%		5.9%

СХЕМЫ ПЕРЕДВИЖЕНИЯ ТОПЛИВА

На рис. 2 приведены схемы передвижения топлива, соответствующие выше рассмотренным вариантам. В вариантах А и В в ходе каждой перегрузки 51 ТВС выгружаются, 51 ТВС (свежее топливо – тип 1) загружаются и 50 ТВС перемещаются. В случае С – 38 ТВС выгружаются, 38 ТВС загружаются и 75 перемещаются. В случае D – 30 ТВС, 30 ТВС и 91 ТВС соответственно.

На рис. 3 приведено поперечное сечение активной зоны с указанием карты перемещения ТВС, соответствующей варианту D. Все перестановки (шаги 1-6), ко-

Таблица 2

Доля ТВС различных типов в кольцевых секторах

<i>Вариант А</i>							
Тип ТВС	1	2	3	Тип ТВС	1	2	3
Сектор 1	5.8%	35.2%	59.0%	Сектор 5	—	42.0%	58.0%
Сектор 2	—	20.0%	80.0%	Сектор 6	—	100%	—
Сектор 3	—	50.0%	50.0%	Сектор 7	34.0%	66.0%	—
Сектор 4	—	20.0%	80.0%	Сектор 8,9	100%	—	—
<i>Вариант В</i>							
Тип ТВС	1	2	3	Тип ТВС	1	2	3
Сектор 1	5.8%	35.2%	59.0%	Сектор 5	—	42.0%	58.0%
Сектор 2	—	20.0%	80.0%	Сектор 6	—	100%	—
Сектор 3	—	50.0%	50.0%	Сектор 7	34.0%	66.0%	—
Сектор 4	—	20.0%	80.0%	Сектор 8,9	100%	—	—
<i>Вариант С</i>							
Тип ТВС	1	2	3	Тип ТВС	1	2	3
Сектор 1	7.874%	30.709%	61.417%	Сектор 7	—	71.429%	28.517%
Сектор 2	—	23.809%	76.191%	Сектор 8	14.286%	85.714%	—
Сектор 3	—	38.095%	61.905%	Сектор 9	57.143%	42.857%	—
Сектор 4	—	42.857%	57.143%	Сектор 10	80.952%	19.048%	—
Сектор 5	—	16.667%	83.333%	Сектор 11	100%	—	—
Сектор 6	—	40.476%	59.524%	Сектор 12	100%	—	—
<i>Вариант D</i>							
Тип ТВС	1	2	3	Тип ТВС	1	2	3
Сектор 1	7.874%	30.709%	61.417%	Сектор 7	—	71.429%	28.517%
Сектор 2	—	23.809%	76.191%	Сектор 8	14.286%	85.714%	—
Сектор 3	—	38.095%	61.905%	Сектор 9	57.143%	42.857%	—
Сектор 4	—	42.857%	57.143%	Сектор 10	80.952%	19.048%	—
Сектор 5	—	16.667%	83.333%	Сектор 11	100%	—	—
Сектор 6	—	40.476%	59.524%	Сектор 12	100%	—	—

торые указаны на рисунке, производятся после каждого цикла выгорания. На первом шаге 30 ТВС выгружаются из центральной области. Затем в освобожденные каналы перемещаются ТВС из других радиальных секторов (шаг 2). Шаги 3, 4, 5 соответствуют следующим перестановкам групп ТВС. В результате после пятого шага 30 периферийных каналов освобождаются, а на шестом шаге в них загружаются ТВС со свежим топливом.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

Результаты, представленные далее, получены для тепловой мощности реактора 2600 МВт при средней температуре резонансных поглотителей 750°C и средней температуре основных рассеивающих нуклидов (^1H , ^{16}O) 310°C. Эффективная доля запаздывающих нейтронов определяется соотношением:

$$\beta_{\text{эф}} = \sum_{i=1}^6 \sum_j \beta_{ij} \Delta f_i, \quad (2)$$

где β_{ij} – доля запаздывающих нейтронов группы «i», которые образуются после деления нуклида «j»; Δf_{ij} – доля делений, образованная нуклидом «j».

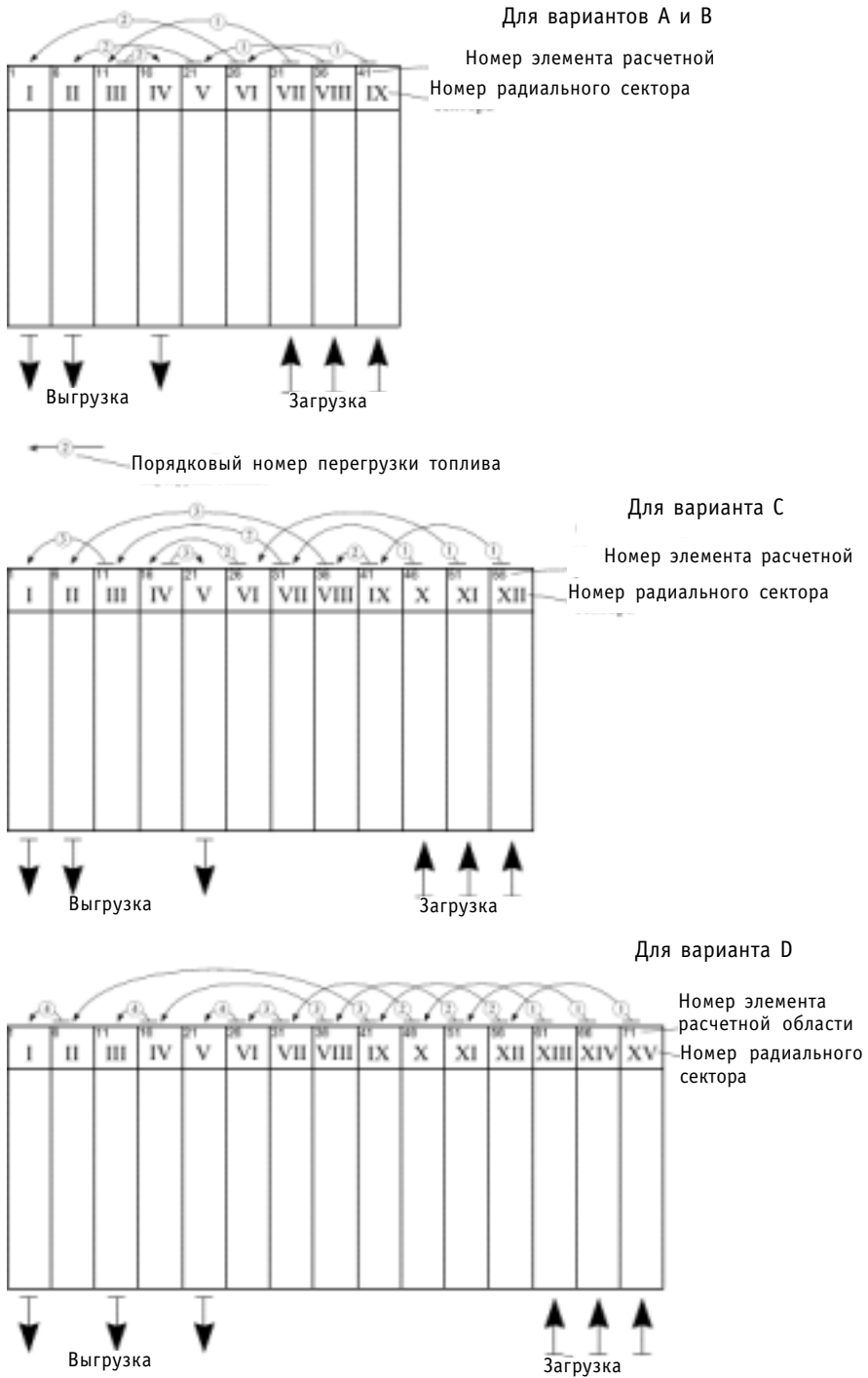


Рис. 2. Схемы движения топлива от периферии к центру при одновременном перемешивании

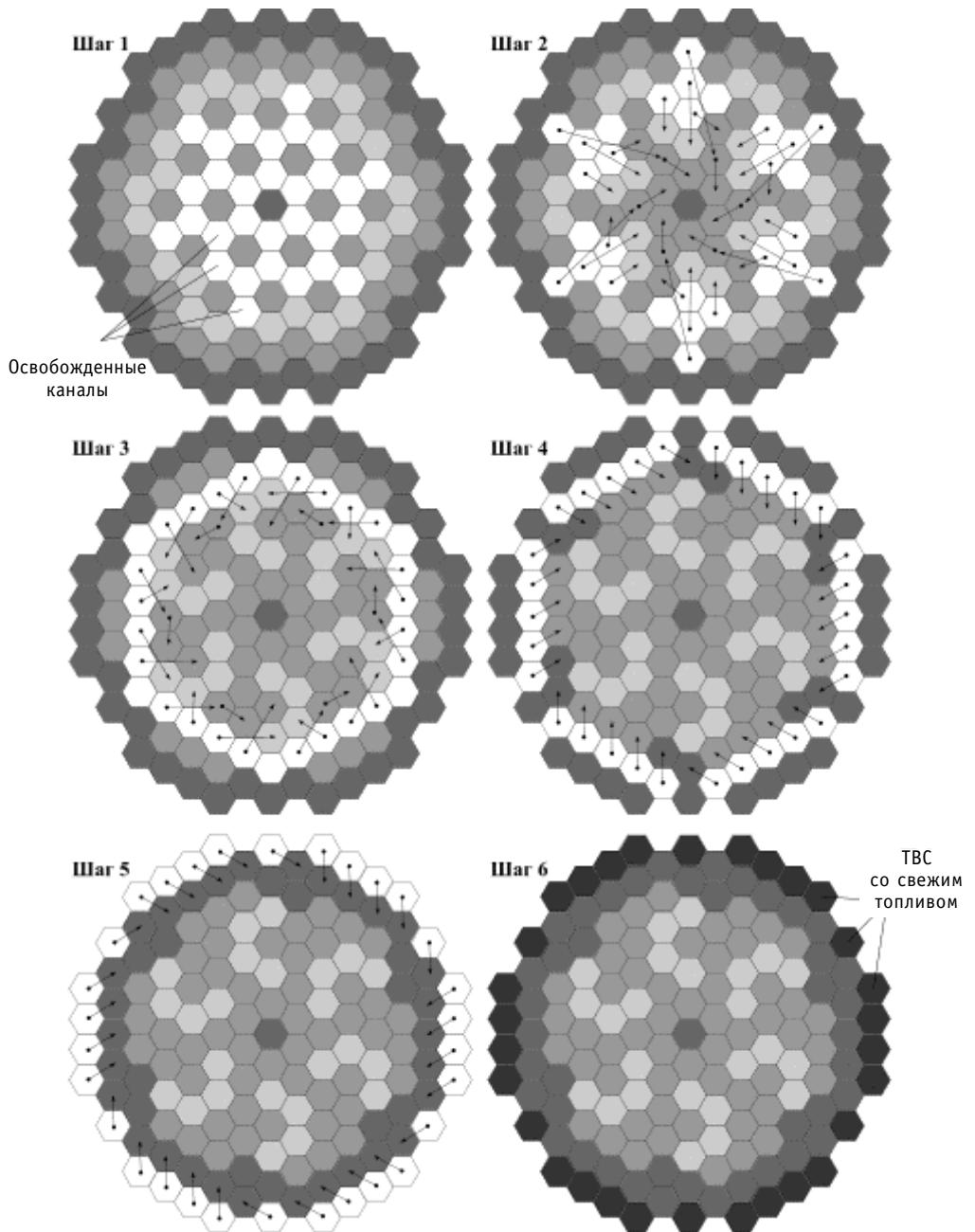


Рис. 3 Карта перемещения ТВС

ВАРИАНТ А

Таблица 3

Общие характеристики циклов выгорания

Параметр	Порядковый номер цикла выгорания		
	1	2	3
$K_{эф}$ в начале цикла	1,246	1,162	1,160
$\beta_{эф}$ в начале цикла, %	0,438	0,392	0,389
$\beta_{эф}$ в конце цикла, %	0,369	0,351	0,345
Длительность, сут	504	462	524
Выгорание, МВт.сут/т	18830	17494	19956
Коэффициент воспроизводства	0,512	0,495	0,488

Таблица 4

Массы нуклидов в активной зоне, тонн

Цикл		²³² Th	²³³ U	²³⁵ U	²³⁹ Pu	²⁴¹ Pu
1	Начало	81,1	0	2,56	1,82	0
	Конец	80,0	0,37	1,71	1,02	0,19
2	Начало	79,2	0,25	2,41	2,06	0,15
	Конец	78,3	0,43	1,78	1,36	0,27
3	Начало	78,0	0,28	2,55	2,38	0,21
	Конец	77,0	0,45	1,56	1,56	0,34

ВАРИАНТ В

Таблица 5

Общие характеристики циклов выгорания

Параметр	Порядковый номер цикла выгорания		
	1	2	3
$K_{эф}$ в начале цикла	1,384	1,218	1,218
$\beta_{эф}$ в начале цикла, %	0,21	0,21	0,22
$\beta_{эф}$ в конце цикла, %	0,22	0,22	0,22
Длительность, сут	1158	660	705
Выгорание, МВт.сут/т	44195	25373	27245
Коэффициент воспроизводства	0,494	0,497	0,5

Таблица 6

Массы нуклидов в активной зоне, тонн

Цикл		²³² Th	²³³ U	²³⁹ Pu	²⁴¹ Pu
1	Начало	78,9	0	6,87	0
	Конец	76,8	1,20	2,27	0,45
2	Начало	76,6	0,79	4,75	0,31
	Конец	75,5	1,30	2,41	0,51
3	Начало	75,7	0,83	5,00	0,35
	Конец	74,6	1,36	2,52	0,56

ВАРИАНТ С

Таблица 7

Общие характеристики циклов выгорания

Параметр	Порядковый номер цикла выгорания			
	1	2	3	4
$K_{эф}$ в начале цикла	1,389	1,154	1,165	1,163
$\beta_{эф}$ в начале цикла, %	0,21	0,22	0,22	0,22
$\beta_{эф}$ в конце цикла, %	0,23	0,23	0,23	0,23
Длительность, сут	1304	463	570	600
Выгорание, МВт.сут/т	48653	17940	22113	23332
Коэффициент воспроизводства	0,51	0,51	0,51	0,52

Таблица 8

Массы нуклидов

Цикл		^{232}Th	^{233}U	^{239}Pu	^{241}Pu
1	Начало	78,80	0	6,95	0
	Конец	76,43	1,29	2,05	0,47
2	Начало	76,41	0,96	4,00	0,36
	Конец	75,61	1,29	2,46	0,47
3	Начало	76,82	0,93	4,44	0,35
	Конец	74,86	1,35	2,51	0,50
4	Начало	75,35	0,95	4,57	0,38
	Конец	74,34	1,36	2,56	0,54

В данном варианте в начале 1 цикла выгорания ТВС типа 1, помещенная в периферийной области, содержит 510,9 кг ^{232}Th и 58,7 кг ^{239}Pu . После первого цикла содержание ^{232}Th в этих ТВС уменьшается до 503,7 кг, а содержание ^{239}Pu – до 34 кг. Выгорание ^{239}Pu составляет около 42%. Содержание ^{233}U и ^{241}Pu достигает значений 4,8 и 2,1 кг соответственно.

Общее выгорание ^{239}Pu в ТВС типа 1 после четырех циклов выгорания достигает 70÷75%. Содержание ^{241}Pu увеличивается в течение первых трех циклов, достигая значения 3,4 кг, а затем уменьшается до 2,8 кг к концу четвертого цикла. Таким образом, имеет смысл увеличить количество циклов с целью достижения больших выгораний ^{239}Pu и ^{241}Pu .

ВАРИАНТ D

Таблица 9

Общие характеристики циклов выгорания

Параметр	Порядковый номер цикла выгорания				
	1	2	3	4	5
$K_{эф}$ в начале цикла	1,392	1,223	1,143	1,136	1,138
$\beta_{эф}$ в начале цикла, %	0,21	0,22	0,22	0,22	0,22
$\beta_{эф}$ в конце цикла, %	0,23	0,23	0,23	0,22	0,22
Длительность, сут	1288	373	464	449	462
Выгорание, МВт.сут/т	47994	14463	18005	17515	18082
Коэффициент воспроизводства	0,51	0,51	0,50	0,50	0,50

Таблица 10

Массы нуклидов в активной зоне, тонн

Цикл		²³² Th	²³³ U	²³⁹ Pu	²⁴¹ Pu
1	Начало	79,01	0	6,86	0
	Конец	76,72	1,26	2,01	0,46
2	Начало	76,69	1,00	3,57	0,37
	Конец	76,06	1,25	2,34	0,46
3	Начало	76,08	0,98	3,95	0,37
	Конец	75,32	1,32	2,36	0,50
4	Начало	75,43	1,03	4,02	0,41
	Конец	74,69	1,35	2,49	0,53
5	Начало	75,17	1,03	4,08	0,42
	Конец	74,41	1,35	2,51	0,55

В данном варианте в течение 1 цикла выгорания свежее топливо размещается в 15, 14 и 13 радиальных секторах. Затем топливо из 14 сектора перемещается в 11 (2 цикл), затем в 8 (3 цикл), затем в 4 (4 цикл) и 3 сектор (5 цикл выгорания). Указанный путь соответствует карте перемещения ТВС, представленной на рис. 3.

В результате концентрации основных нуклидов в данных ТВС изменяются в течение кампании, как показано на рис. 4а. Концентрации ²³³U, ²³⁵U и ²⁴¹Pu вначале равны нулю, поэтому для графического представления их значения были приняты равными единице после 1 цикла выгорания.

После первого цикла, часть ТВС, которые в начале содержали минимальное количество ²³⁹Pu и были размещены в центральной области, выгружаются. Для них выгорание ²³⁹Pu достигает значения 82,9%.

Масса ²³⁹Pu в каждой ТВС уменьшается от 40,15 до 6,87 кг. Массы ²⁴⁰Pu, ²⁴²Pu, ²⁴¹Am и ²⁴³Am в данных ТВС в конце 1 цикла выгорания достигают значений 4,93, 0,74, 0,17 и 0,17 кг соответственно. Такие ТВС могут быть использованы на 3 цикле выгорания для замещения ТВС типа 3, которые не выгружались после 1 цикла и использовались в течении 2 цикла.

На рис. 4.б,в,г показаны изменения масс ²³²Th и делящихся нуклидов в ТВС, которые первоначально были размещены в периферийной области. В данном случае длительность кампании составляет около 8,3 года и состоит из 5 циклов выгорания. Выгорание ²³⁹Pu в топливе, которое в начале кампании размещалось в 14 кольцевом секторе, достигает значения 89,4%. Масса ²⁴¹Pu в таких ТВС к концу кампании не превышает значения 4 кг. ²⁴⁰Pu – 6,6 кг; ²⁴²Pu – 1,3 кг; ²⁴¹Am – 0,6 кг; ²⁴³Am – 0,4 кг; ²⁴²Cm – 0,05 кг; ²⁴⁴Cm – 0,18 кг и ²³³Pa – 24 кг.

5 цикл выгорания первой кампании является равновесным. В следующих кампаниях все топливо, загружаемое в активную зону, будет эксплуатироваться в течение 5 циклов. Его нуклидный состав в конце кампании будет таким, как показано выше.

В течение 1 кампании используется топливо, стартовый состав которого изначально различен (ТВС типа 1, типа 2 и 3). Значительная часть выгружаемых ТВС стоит в активной зоне менее 5 циклов. Массы ²³⁹Pu, ²³³U и трансплутониевых нуклидов в расчете на одну ТВС для них приведены в табл. 11.

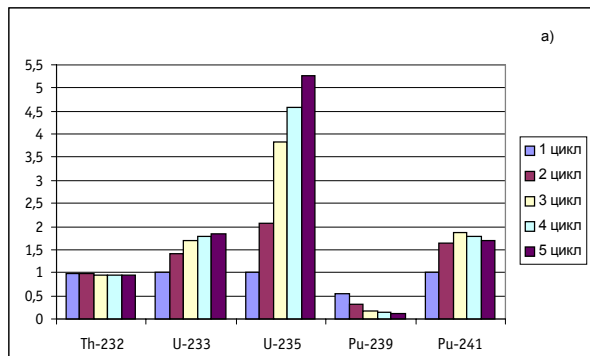


Рис 4. а) отношения концентраций после циклов выгорания к стартовому значению; б,в,г) массы основных нуклидов на одну ТВС

ВЫВОДЫ

Анализ результатов моделирования параметров топливного цикла для реактора ВВЭР-1000 с загрузкой торийуранплутониевых оксидных топливных композиций позволяет сформулировать следующие выводы.

1. Проблема вовлечения оружейного плутония в ядерный топливный цикл может быть успешно решена путем его включения в состав топливных композиций на базе тория. Физические особенности реакторов типа ВВЭР в совокупности с сильным доплер-эффектом, обусловленным резонансным поглотителем торием, обеспечивают требуемые сегодня границы безопасности при использовании топлива $(m\%^{232}\text{Th}, n\%^{235}\text{U}, k\%^{239}\text{Pu})\text{O}_2$, где m, n, k – процентное содержание нуклидов в оксидном топливе.

2. Для стандартной конструкции ВВЭР-1000 водно-топливное отношение составляет 1,8. В случае стандартного UO_2 -топлива максимум k_∞ достигается при значении отношения около 2,5. С учетом существования предела линейной тепловой нагрузки для твэлов значение 1,8 выбрано как оптимальное. В случае $(m\%^{232}\text{Th}, n\%^{235}\text{U}, k\%^{239}\text{Pu})\text{O}_2$ -топлива, состав которого соответствует рассмотренным вариантам В, С и D, максимум k_∞ достигается при водно-топливном отношении 10,5. Этот факт обеспечивает возможность поиска и внедрения более совершенных конструкций твэлов и ТВС, а также реализации концепции спектрального регули-

Таблица 11

Содержание нуклидов в ТВС

Количество циклов выгорания	1 + 2 циклы	1+2+3 циклы	1+2+3+4 циклы
Масса ²³⁹ Pu, кг	4.15÷5.70	2.55÷4.43	3.42÷8.12
Масса ²³³ U, кг	9.57÷9.73	9.90÷10.37	10.90÷11.42
Масса ²⁴⁰ Pu, кг	4.13÷4.30	3.65÷4.30	4.66÷7.00
Масса ²⁴¹ Pu, кг	2.90÷3.00	2.72÷2.87	3.45÷93.3
Выгорание ²³⁹ Pu, кг	85.5÷89.05	88.3÷93.65	85.3÷93.3

Таблица 12

Характеристики циклов выгорания

Загрузка (подпитка) 30 ТВС	Цикл; выгорание, ГВт-сут/т	Выгрузка; выгорание, ГВт-сут/т	Состав выгрузки	Дальнейшее использование ТВС
79 т ²³² Th 6.86 т ²³⁹ Pu	Первый 48	30 ТВС 48	15.46 т ²³² Th 0.255 т ²³³ U 0.19 т ²³⁹ Pu 0.093 т ²⁴¹ Pu	Хранение, переработка
15.42 т ²³² Th 1.75 т ²³⁹ Pu	Второй 14.5	30 ТВС 62.5	15.40 т ²³² Th 0.288 т ²³³ U 0.14 т ²³⁹ Pu 0.089 т ²⁴¹ Pu	Хранение, переработка
15.42 т ²³² Th 1.75 т ²³⁹ Pu	Третий 18	30 ТВС 80.5	15.30 т ²³² Th 0.300 т ²³³ U 0.096 т ²³⁹ Pu 0.084 т ²⁴¹ Pu	Хранение, переработка
15.42 т ²³² Th 1.75 т ²³⁹ Pu	Четвертый 17.5	30 ТВС 98	15.25 т ²³² Th 0.334 т ²³³ U 0.154 т ²³⁹ Pu 0.108 т ²⁴¹ Pu	Хранение, переработка
15.42 т ²³² Th 1.75 т ²³⁹ Pu	Пятый (равновесный) 18	31 ТВС 116	14.64 т ²³² Th 0.345 т ²³³ U 0.105 т ²³⁵ U 0.180 т ²³⁹ Pu 0.122 т ²⁴¹ Pu	Хранение, переработка
		30 ТВС 68	Не выгружаются	Перестановка
		30 ТВС 53.5	Не выгружаются	Перестановка
		30 ТВС 35.5	Не выгружаются	Перестановка
		30 ТВС 18	Не выгружаются	Перестановка

рования параметров активной зоны.

3. Использование ($m\%^{232}\text{Th}$, $n\%^{235}\text{U}$, $k\%^{239}\text{Pu}$) O_2 -топлива эффективно при переходе от кампании, образованной 3 циклами выгорания, к кампаниям, состоящим из 4 и 5 циклов. В этом случае обеспечиваются высокие значения выгорания плутония при невысоких значениях коэффициента воспроизводства. Увеличение количества циклов выгорания потребует разработки и привлечения новых материалов, выдерживающих флюенс около 10^{22} см⁻².

4. Среднее значение выгорания для ТВС, которые эксплуатировались в течение 5 циклов выгорания, достигает значения 94,4 ГВт-сут/т (вариант D). Для ТВС с минимальным содержанием ^{239}Pu , которые выгружаются после 1 цикла выгорания в 1 кампании, оно составляет 52,1 ГВт-сут/т.

5. Интегральные характеристики 1 кампании для ВВЭР-1000 при организации на его базе топливного цикла по варианту D (табл. 12) показывают, что в течение 40 лет может быть, утилизировано около 44 т плутония оружейной кондиции.

Показатели равновесного цикла выгорания

- загрузка ^{232}Th – 12180 кг/ГВт (эл.);
- загрузка Pu (все нуклиды) – 1390 кг/ГВт (эл.);
- выгрузка Pu (все нуклиды) – 357.2 кг/ГВт (эл.);
- сжигание Pu (все нуклиды) – 1032.8 кг/ГВт (эл.);
- выгорание Pu (все нуклиды) – 0.743;
- наработка ^{233}U – 272.5 кг/ГВт (эл.);
- средняя глубина выгорания – 94.4 МВт-сут/кг.

В заключение авторы выражают глубокую признательность проректору Томского политехнического университета профессору А.А. Дульзону и директору Института исследований безопасности и реакторных технологий (ISR-2, Forschungszentrum Juelich, Germany) профессору К. Кугелеру за организацию возможности сотрудничества между российскими и немецкими учеными в области исследований перспективных ядерных топливных циклов, за внимание к работе и полезные обсуждения ее результатов.

Литература

1. Пономарев-Степной Н.Н., Лунин Г.Л., Морозов А.Г., Кузнецов В.В., Кевролев В.В., Кузнецов В.Ф. Легководный ториевый реактор//Атомная энергия. - 1998. - Т. 85. - №4. - с. 263.
2. Мурогов В.М., Дубинин А.А., Зяблицев Д.Н., Илюнин В.Г. и др. Уранториевый топливный цикл его преимущества и перспектива развития ядерной энергетики на его основе: Препринт ГНЦ РФ ФЭИ – 2448. Обнинск, 1995. – 44 с.
3. Ruetten H.-J., Haas K.A., Brockmann H., Ohlig U., Sherer W. V.S.O.P. (97) Computer Code System for Reactor Physics and Fuel Cycle Simulation. Input Manual and Comments. – Forschungszentrum Juelich, April 1998, Jul-3522.

Поступила в редакцию 22.06.2000

СНЯТИЕ С ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ АМ-1 (ПЕРВОЙ АЭС)

Г.С. Котиков

Обнинский инженерный центр НИКИМТ, г. Обнинск



В статье представлены материалы по жизненному циклу Первой АЭС с канальным реактором, которая расположена в г. Обнинске. В настоящее время станция выработала свой ресурс и в ближайшем будущем предстоит вывод ее из эксплуатации. На основании решения Правительства в здании Первой АЭС должен быть организован Российский музей атомной энергетики.

КРАТКАЯ ИНФОРМАЦИЯ ПО ПЕРВОЙ АЭС

27 июня 1954 г. в СССР была введена в эксплуатацию Первая в мире АЭС номинальной мощностью 5 МВт с реакторной установкой АМ-1. За время эксплуатации этой станции выработано около 73 млн. кВт-ч электроэнергии и отпущено для нужд города около 600 тыс. Гкал тепла. После достижения номинальных параметров с сентября 1956 г. реактор Первой АЭС стал использоваться как исследовательский для обеспечения испытаний опытных образцов реакторных устройств и облучения материалов для медицинских, технологических и научных целей.

Реактор представляет собой графитовую кладку, состоящую из вертикальных

Технические данные реакторной установки

Характеристика	Значения
Тепловая мощность реактора, разрешенная, кВт	30000
Средняя плотность потока тепловых нейтронов, н/см ² × с	1,5 × 10 ¹³
Давление в I контуре, кг/см ²	100
Температура пара на входе/выходе из реактора, °С	180/280
Давление пара, кг/см ²	3-5
Количество каналов СУЗ, шт.	22
Максимальная кампания ТВС, год	7
Максимальная температура графита, °С	550

колонн, собранных из графитовых блоков шестигранного сечения с осевыми отверстиями диаметром 65 мм, образующими вертикальные ячейки, для размещения в них ТВС и каналов СУЗ, из которых формируется активная зона. Дополнительные графитовые блоки образуют боковой, нижний и верхний отражатели.

© Г.С. Котиков, 2000

Графитовая кладка заключена в реакторное герметическое пространство, образованное металлоконструкциями: нижней опорной плитой, кожухом и верхней плитой.

Реактор в металлоконструкциях с боковой защитой и верхним защитным перекрытием смонтирован в бетонной шахте здания 102 промплощадки ГНЦ РФ-ФЗИ.

На Первой АЭС применена двухконтурная система теплоотвода. В качестве теплоносителя в первом контуре используется вода под давлением. Вода из раздаточного коллектора I контура по индивидуальным трубопроводам поступает в верхнюю часть ТВС, опускается в нижнюю раздаточную, из которой распределяется по трактам для охлаждения трубчатых твэлов, поступает в верхнюю сборную камеру ТВС и из каждой ТВС поступает в сборный кольцевой коллектор I контура, расположенного сверху реактора, и далее подается в парогенераторы АЭС.

Сам реактор размещен ниже нулевой отметки в шахте. Отработавшие и аварийные ТВС хранятся в специальных емкостях, расположенных в центральном зале. На этажах здания расположены системы инженерного обеспечения. Пульт управления реактором примыкает к центральному залу и расположена на отметке 8,250 м.

Жидкие радиоактивные отходы собираются в монжусы, установленные в подвальном помещении здания реактора, из которых по трубопроводам направляются на химводоочистку, отверждаются и направляются в хранилища. Твердые высокоактивные отходы временно хранятся в специальных емкостях в здании реакторной установки, а средне- и низкоактивные захораниваются в существующие хранилища.

Кроме основного и вспомогательного оборудования, расположенного непосредственно в здании Первой АЭС, ее работу обеспечивают отдельно стоящие здания водоочистки, вентцентра и ТЭЦ.

ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ

Основные этапы жизненного цикла Первой АЭС: проектирование, сооружение, ввод в эксплуатацию, эксплуатация, продление срока службы (при обосновании технической реализуемости и экономической целесообразности), вывод из эксплуатации.

В сводах положений по безопасности МАГАТЭ понятие «вывод из эксплуатации» трактуется как «процесс окончательного прекращения эксплуатации АЭС».

В России по определению, принятому в «Правилах обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок» (вторая редакция), вывод АЭС из эксплуатации (ВЭ) есть процесс осуществления комплекса мероприятий после удаления ядерного топлива, исключающий использование реактора в качестве источника энергии и обеспечивающий безопасность персонала и окружающей среды.

Таким образом констатируется, что вывод из эксплуатации АЭС является комплексной задачей, охватывающей широкий круг вопросов, начиная от прекращения эксплуатации реакторной установки как источника производства электрической или тепловой энергии вплоть до полной ее ликвидации.

Концепция прекращения эксплуатации любой атомной энергетической установки (АЭУ) определяется отработанным временем, а также зависит от решения дальнейшего использования имеющихся на АЭУ зданий, сооружений и систем, т.е. осуществляется продление срока службы АЭУ по вариантам реконструкции, технического перевооружения, реновации или выводится из эксплуатации по вариантам ликвидации или захоронения.

31 марта 1999 г. правительством было подписано решение о продлении эксплуата-

ции реакторной установки (РУ) АМ-1 до 31 декабря 2004 г.

В соответствии с требованиями нормативной документации эксплуатирующей организации требуется обеспечить разработку проектной документации по выводу из эксплуатации реакторной установки за пять лет до истечения разрешенного срока эксплуатации. Разработанная и утвержденная в 2000 г. концепция по выводу из эксплуатации установки АМ определяет и формирует стратегию и общие задачи по решению вышеуказанной проблемы.

НЕОБХОДИМОСТЬ И ОСОБЕННОСТИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ

Необходимость вывода из эксплуатации реакторной установки обусловлена окончанием ресурса оборудования и материалов станции.

Вместе с тем вывод из эксплуатации реактора АМ-1, работающего длительное время в режиме исследовательской установки, позволит приобрести необходимый опыт выполнения таких работ, разработать и уточнить нормативную документацию в области ВЭ, а также накопить опыт по надзору за работами по выводу из эксплуатации реакторов исследовательского назначения и других атомных энергетических установок малой и средней мощности.

Целесообразно накопленный опыт по обращению с реакторным графитом, а также полученный опыт проектирования, изготовления и эксплуатации дистанционно-управляемых механизмов (ДУМ) использовать при ВЭ реакторных установок типа РБМК. Актуален также вопрос организации учебного центра по подготовке специалистов для производства работ с использованием ДУМ.

ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПЕРВОЙ АЭС

Выводу из эксплуатации должно предшествовать комплексное обследование реакторной установки и хранилища радиоактивных отходов с целью

- составления карты радиационных полей во всех помещениях, в элементах конструкции реактора и графитовой кладки;
- определения качественного и количественного нуклидного состава радиоактивных загрязнений в основных элементах и конструкциях реактора, оборудовании, трубопроводах и строительных конструкциях здания;
- анализа состояния строительных конструкций и систем инженерного обеспечения, а также хранилищ отработавших и аварийных ТВС;
- анализа и возможности использования помещений для размещения камер кондиционирования и временного хранения РАО.

При выводе из эксплуатации реакторной установки АМ должны быть обеспечены

- радиационная безопасность населения и персонала, а также охрана окружающей среды;
- минимальные материальные и финансовые затраты на проведение вышеуказанных работ при получении возможной экономической компенсации от реализации радиационного дезактивированного металла, «чистого» электромеханического оборудования, приборов и материалов;
- надежная сохранность законсервированного радиоактивного оборудования при различных возможных внешних воздействиях.

В соответствии со второй редакцией «Правил обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ИЯУ» для ИЯУ мощностью 5 МВт и выше ВЭ должен проводиться по варианту «сохранение под наблюдением» или по варианту «захоронение».

«Программой работ по подготовке к выводу из эксплуатации Первой АЭС» и «План – графиком вывода из эксплуатации Первой АЭС с созданием Музея атомной энергетики» намечен ВЭ РУ АМ по варианту «сохранение под наблюдением». При этом предполагается использовать здание Первой АЭС для размещения музея «Первенец атомной энергетики».

Предварительный анализ данных, представленных в работе ГНЦ РФ-ФЭИ «Отчет о научно-исследовательской работе по повышению уровня безопасности и продлению работы установки Первой АЭС. Некоторые радиационные характеристики материалов и оборудования Первой АЭС», показал, что выдержка радиоактивных элементов реакторной установки более 10-15 лет не приведет к значительному снижению их удельной активности и соответственно не снизит дозовые нагрузки на персонал при выполнении демонтажных работ и захоронении. Поэтому предпочтителен вариант, при котором демонтаж оборудования начинается через 10–15 лет после его остановки.

Вывод из эксплуатации РУ АМ предполагается осуществить в четыре этапа:

- подготовка к выводу из эксплуатации;
- подготовка к длительному сохранению под наблюдением;
- длительное сохранение под наблюдением;
- завершающий.

На первом этапе осуществляется останов реактора, удаление за пределы установки ядерного топлива и разработка проекта ВЭ, т.е. плановая остановка, расхоложивание и перегрузка топлива, приведение реактора в радиационное и ядерно-безопасное состояние, дренирование теплоносителя, отмывка и дезактивация. На этом же этапе решаются вопросы извлечения и разделки отработавших и аварийных ТВС, экспериментальных каналов, находящихся в емкостях и передачи чехлов с ТВС на хранение в хранилище ГНЦ РФ-ФЭИ, а также вопросы извлечения и хранения возможных просыпей от аварийных ТВС

Второй этап предусматривает подготовку к выполнению работ по консервации реактора и перевод здания в экологически безопасное состояние. На данном этапе предполагается выполнение следующих работ.

- Приведение узлов и конструкций реактора в состояние длительной стабильности. Это демонтаж и захоронение части реакторных устройств и коммуникаций, не используемых на этапе локализации реактора, а также оборудования не предназначенных для экспонатов музея, герметизация проемов, оснащение реактора новыми системами безопасности и контроля и модернизация старых. Подкрепление несущих металлоконструкций, герметизация и гидроизоляция реактора сверху, снизу и с боков.

- Замена оборудования и систем, выработавших свой ресурс, для обеспечения контроля за реактором и переоборудование их для работы в условиях поддержания параметров в режиме консервации реактора.

- Демонтаж отключаемых электрических кабелей и шкафов.

- Глушение трубопроводов, выходящих через стены бетонной шахты стальными заглушками на сварке; проходки для них заполняются бетоном и герметизируются. Выводимые из эксплуатации системы отсекаются от общеплощадочных систем заглушками.

- Организация дренажей из шахты ректора.

- Работы, связанные с созданием музея и др.

После окончания работ по второму этапу все загрязненные помещения должны быть дезактивированы, а оборудование систем демонтировано и захоронено. В работе остаются только модернизированные системы обеспечения консервации

реактора и «чистое» оборудование, оставленное как экспонаты музея.

Третий этап – длительная выдержка реактора. Продолжительность этапа определяется состоянием несущих конструкций реактора и конструктивных элементов здания. На этом этапе функционирует музей атомной энергетики, а также проводятся следующие работы:

- выдержка реактора и его периодический контроль;
- контроль за состоянием окружающей среды;
- дополнительное комплексное обследование здания;
- обеспечение стабильного состояния здания и реактора путем поддержания в исправном состоянии обеспечивающих систем;
- музейная деятельность.

Четвертый этап - ликвидация реакторной установки. Объем и продолжительность работ этого этапа определяется в процессе консервации по результатам показателей реального спада активности реактора и состояния основных конструктивных элементов реактора и здания. На этом же этапе определяется целесообразность продления музейной деятельности в здании АЭС.

Таким образом, работы по созданию музея предлагается вести параллельно, начиная со второго этапа снятия АЭС с эксплуатации, с привлечением соответствующих специалистов требуемого профиля по взаимосвязанным отдельным проектам.

Литература

1. Концепция снятия с эксплуатации реакторной установки АМ-1.
2. Предложения ОИЦ «НИКИМТ» по дополнению к утвержденной концепции.
3. Технические решения и технико-экономическое обоснование ВЭРУ АМ.

Поступила в редакцию 29.03.2000

КОРОТКОЖИВУЩИЕ РАДИОНУКЛИДЫ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЕ И БИОЛОГИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЯХ

Г.А. Петрова, В.М. Петриев, В.Г. Скворцов

Медицинский радиологический научный центр РАМН, г. Обнинск



В настоящем сообщении представлены результаты биологических исследований наборов реагентов к генератору ^{99m}Tc (на основе альбумина крови человека для клинического исследования гемодинамических показателей, комплексных соединений дифосфоновой кислоты для диагностики костных онкологических и неонкологических заболеваний) и ^{133}I - для лечения заболеваний щитовидной железы. Показано, что короткие периоды полураспада ^{99m}Tc и ^{133}I позволяют повышать вводимые дозы радиофармпрепаратов, что улучшает диагностические и терапевтические возможности при щадящем воздействии на здоровые ткани.

ВВЕДЕНИЕ

До недавнего времени наиболее используемыми в медицинской радиологии и радиобиологии были (некоторые остаются и поныне) такие радионуклиды как ^{199}Au ($T_{1/2} = 3,13$ сут), ^{131}I ($T_{1/2} = 8,06$ сут), ^{125}I ($T_{1/2} = 60$ сут), ^{45}Ca ($T_{1/2} = 163$ сут), ^3H ($T_{1/2} = 12,3$ г.), ^{14}C ($T_{1/2} = 5730$ лет) и другие. Все они сыграли неоценимую роль в решении различных задач как фундаментального, так и прикладного характера. Однако биологи и врачи, работающие с долгоживущими радионуклидами, вследствие их длительного распада сталкиваются с рядом серьезных проблем:

- при проведении радиоизотопных лечебно-диагностических процедур и научно-исследовательских биологических работ с животными, затравленными радиоактивными изотопами (с использованием специальных контейнеров, спецвариара и спецхранилищ трупов радиоизлучающих животных), не может быть исключена опасность радиоактивного загрязнения;
- для достижения терапевтического эффекта требуются высокие дозы радиофармацевтических препаратов (РФП), что приводит к переоблучению здоровых органов и тканей пациента вследствие медленного выведения долгоживущих радионуклидов;
- медперсонал, работающий с такими пациентами, и научные сотрудники, выполняющие синтез, анализ РФП и проведение биологических испытаний, также подвергаются длительному облучению.

Поэтому ядерная медицина продолжает ставить перед наукой и промышленностью все новые задачи по оптимизации путей создания РФП и стимулирует созда-

ние новых РФП на основе соединений самой различной структуры, меченных короткоживущими изотопами.

Перспективными радионуклидами являются ^{99m}Tc ($T_{1/2} = 6$ ч), ^{188}Re ($T_{1/2} = 17$ ч), ^{123}I ($T_{1/2} = 13$ ч), ^{133}I ($T_{1/2} = 20,7$ ч), ^{18}F ($T_{1/2} = 112$ мин) и другие. Из радионуклидов йода в ядерной медицине предпочтение отдается ^{131}I . Однако даже краткий анализ показывает, что ^{131}I не соответствует двум основным требованиям - не имеет высокого уровня дифференциального накопления в опухолевом очаге щитовидной железы и метастазах и не является безопасным для здоровых органов и тканей. ^{131}I накапливается в здоровой ткани щитовидной железы в больших количествах, чем в опухолевой. Чтобы поразить опухолевую ткань необходимо резко увеличить количество вводимого ^{131}I . Тем не менее, отсутствие более совершенных РФП сохраняет за ^{131}I доминирующее место в клинической практике. С целью достижения терапевтического эффекта при снижении поражающего действия на здоровые ткани нами было предпринято изучение возможности использования короткоживущего ^{133}I .

Накопленный нами в предыдущие годы опыт и анализ данных [1, 2] позволили сделать вывод о том, что для исследования в клинике гемодинамических характеристик пациентов в норме и при патологиях может быть использован меченый радиоизотопами альбумин.

Важными проблемами ядерной медицины являются диагностика и терапия костных повреждений, различного рода патологий и онкологических костных заболеваний. Было обнаружено, что соединения дифосфоновой кислоты имеют сродство к костной ткани и аккумулируются в ней. Меченые радионуклидами такие соединения наиболее эффективны для решения задач в области костных заболеваний [3 - 5].

Для мечения альбумина и дифосфонатов мы использовали генераторный радионуклид ^{99m}Tc с коротким периодом полураспада, равным шести часам, являющийся моноэнергетическим гамма-излучателем с $E_\gamma = 140$ КэВ.

МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ И РЕЗУЛЬТАТЫ БИОЛОГИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ С ^{133}I И ^{131}I

Исследования были проведены на крысах линии Вистар, которым *per os* вводили ^{133}I в дозах, соответствующих терапевтическим, и далее изучали биораспределение по органам и выведение из организма исследуемого РФП. В качестве контроля использовали группы животных с введением ^{131}I . Через определенные интервалы времени животных декапитировали, выделяли органы и ткани, радиометрировали на колодезном счетчике НК-350 (ВНР), рассчитывали содержание РФП в % от вводимой дозы. Проводились морфологические исследования тканей, выделенных из органов. Наружную радиометрию проводили на функциональной установке фирмы Gamma (ВНР). При динамических измерениях скорости счета над всем телом животных щитовидную железу экранировали. Коллиматор диаметром 80 мм устанавливали на высоте 20 см над объектом. При радиометрии щитовидной железы использовали точечный коллиматор, установленный на высоте 3 см от объекта измерения. Эксперименты с ^{133}I и ^{131}I проводились в идентичных условиях. Результаты показали, что формирование доз внутреннего облучения от ^{133}I практически завершалось через одни сутки в органах и через двое суток в щитовидной железе после введения РФП (за это время накапливалось более 90% от максимальной величины дозы). Для ^{131}I соответствующие сроки в 3 - 4 раза больше.

На диаграмме (рис.1) представлены результаты по накоплению ^{133}I и ^{131}I в

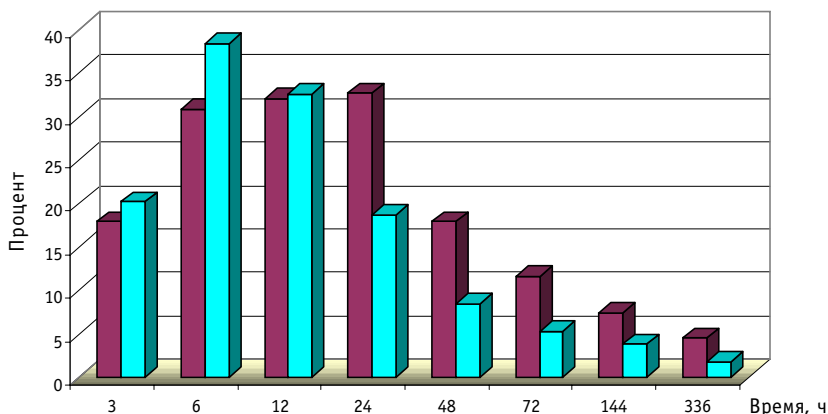


Рис.1. Содержание радиоактивного йода в щитовидной железе intactных крыс в процентах от введенного количества в разные сроки после перорального введения препаратов: ^{131}I ; ^{133}I . Достоверность различий через 3, 6 и 12 ч составляет $P>0,05$; 24 ч - $P<0,02$; 48, 72, 144 и 336 ч - $P<0,05$

щитовидной железе в расчете на весь орган. Уровень накопления в щитовидной железе обоих препаратов через 3 ч после введения значимой разницы не имел: $17,9 \pm 1,9\%$ для ^{131}I и $20,2 \pm 2,0\%$ для ^{133}I . Спустя 6 и 12 ч также не было выявлено существенной разницы. От 24 и до 72 ч после введения радионуклидов уровень радиоактивного йода в щитовидной железе животных, которым вводили ^{131}I , был статистически достоверно выше. Превышение сохранялось и в последующие сроки. Результаты экспериментов по изучению выведения обоих РФП из организма животных показали, что выведение ^{133}I из организма происходило интенсивнее, чем ^{131}I (рис.2). Результаты фармакокинетических исследований по изучению аккумуляции обоих РФП в органах и тканях животных не показали существенных различий (вследствие очень больших размеров таблиц по фармакокинетике мы не приводим их в данной статье).

Данные морфологических исследований влияния исследуемых РФП на ткани органов позволили сделать вывод о том, что для усиления повреждающего действия ^{133}I на опухоли щитовидной железы его можно вводить в большем количестве, чем ^{131}I . Вследствие более короткого периода полураспада ^{133}I (в 9,1 раза короче, чем ^{131}I)

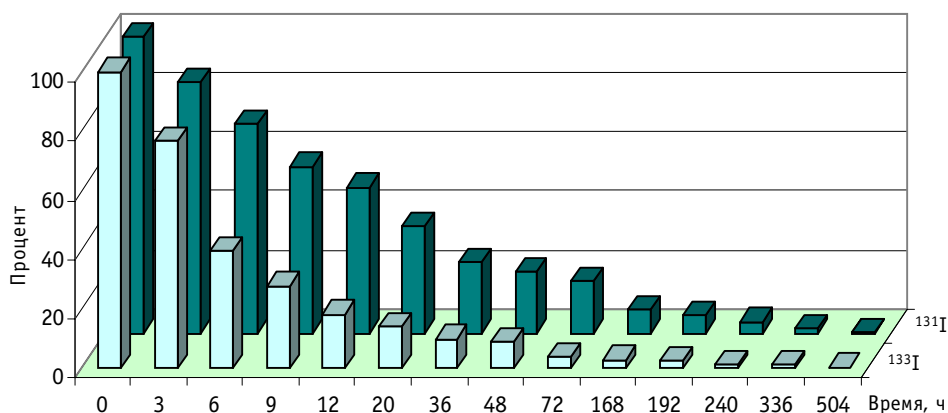


Рис. 2. Динамика выведения радиоактивного йода из организма intactных крыс при пероральном введении препаратов (в % от введенного количества). Достоверность различий через 3 ч - $P>0,05$; через 6 - 504 ч - $P<0,01$

очевидно, что применение ^{133}I в терапевтических целях более предпочтительно.

МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ И РЕЗУЛЬТАТЫ БИОЛОГИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ С $^{99\text{m}}\text{Tc}$ -АЛЬБУМИНОМ

Для исследования биологического распределения препаратов альбумина крови человека, меченых $^{99\text{m}}\text{Tc}$, использовали однокамерную модель фармакокинетики, при которой весь организм представлен единственной камерой. Однокамерность модели предполагает постоянное соотношение между уровнями препарата в органах и тканях в период наблюдения за фармакокинетикой [6].

Для изучения биологического распределения $^{99\text{m}}\text{Tc}$ -альбумина были использованы беспородные крысы-самцы и кролики-самцы (шиншилла). Меченые препараты альбумина (отечественный и французский - ТСК-2 фирмы Sis-Biointernational) вводили однократно в хвостовую вену крысам из расчета 1 МБк на животное и в краевую ушную вену кроликам из расчета 3 МБк на животное. Через 5 мин, 1, 2, 3, 6 и 24 ч после введения $^{99\text{m}}\text{Tc}$ -альбумина крыс декапитировали, выделяли органы и кровь и радиометрировали отобранные биопробы. Рассчитывали содержание меченого препарата в крови и органах в процентах от введенного количества (табл.1). У кроликов через 5 мин, 1 и 3 ч после введения в ушную вену $^{99\text{m}}\text{Tc}$ -альбумина из краевой вены противоположного уха отбирали кровь и радиометрировали (рис.3). В качестве контроля использовали французский препарат ТСК-2. Результаты исследований показали высокое содержание $^{99\text{m}}\text{Tc}$ -альбумина в крови в течение 6 ч, снижающееся в последующие сроки, следовые количества его в щитовидной железе. Препарат выводился из организма, в основном, через почки, а не через желудочно-кишечный тракт, о чем свидетельствуют данные табл.1. Результаты экспериментов на кроликах также показали высокое содержание меченого альбумина в крови, не уступающее по своим значениям французскому аналогу

Таблица 1

Фармакокинетика $^{99\text{m}}\text{Tc}$ -альбумина в организме интактных крыс (на весь орган в %% от введенного количества)

Наименование органа	Время после введения препарата				
	5 мин	1 ч	3 ч	6 ч	24 ч
Кровь	11,6 ± 0,10	14,2 ± 5,1	14,9 ± 0,7	18,2 ± 3,2	9,4 ± 1,7
Щитовидная железа	0,002 ± 0,0006	0,005 ± 0,003	0,008 ± 0,001	0,012 ± 0,004	0,008 ± 0,002
Легкие	0,12 ± 0,03	0,51 ± 0,22	0,44 ± 0,04	0,78 ± 0,23	0,46 ± 0,04
Печень	0,023 ± 0,003	0,20 ± 0,08	0,25 ± 0,03	0,46 ± 0,14	0,25 ± 0,03
Почки	0,35 ± 0,09	8,96 ± 2,12	10,4 ± 1,2	10,5 ± 1,3	7,4 ± 0,5
Сердце	0,033 ± 0,012	0,20 ± 0,11	0,21 ± 0,04	0,34 ± 0,08	0,17 ± 0,02
Селезенка	0,016 ± 0,004	0,23 ± 0,12	0,29 ± 0,02	0,80 ± 0,26	0,53 ± 0,01
Желудок без содержимого	0,055 ± 0,010	0,22 ± 0,03	0,24 ± 0,04	0,49 ± 0,13	0,27 ± 0,03
Кишечник без содержимого	0,0598 ± 0,02	0,44 ± 0,25	0,51 ± 0,04	0,94 ± 0,25	0,41 ± 0,05

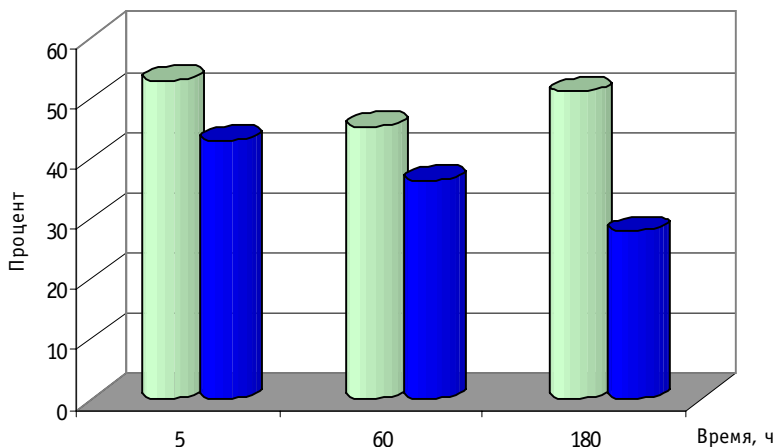


Рис.3. Содержание ^{99m}Tc -альбумина в крови кроликов в разные сроки после внутривенного введения препаратов: ■ - ^{99m}Tc -альбумин (собст.); ■ - ^{99m}Tc -альбумин (ТСК-2). Достоверность различий через 5, 60 и 180 мин - $P < 0,01$

(рис.3). Остальные органы аккумулировали ^{99m}Tc -альбумин значительно в меньшей степени.

МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ И РЕЗУЛЬТАТЫ БИОЛОГИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ ^{99m}Tc -ОКСИЭТИЛИДЕНДИФОСФОНАТА И ^{99m}Tc -ОКСИБИФОРА

Нами были изучены два меченых ^{99m}Tc -препарата на основе дифосфоновой кислоты: ^{99m}Tc -оксиэтилидендифосфоната (^{99m}Tc -ОЭДФ) и ^{99m}Tc -оксибифора (^{99m}Tc -ОБФ) на беспородных крысах-самцах. Препараты вводили внутривенно и изучали характер био-

Таблица 2

Сравнительные данные фармакокинетики ^{99m}Tc -оксиэтилидендифосфоната и ^{99m}Tc -оксибифора в организме интактных крыс после внутривенного введения препаратов (на весь орган в % от введенного количества)

Наименование органа, ткани	Наименование препарата	Время после введения препарата					
		5 мин	1 ч	3 ч	6 ч	12 ч	24 ч
Кровь	^{99m}Tc -HEDP	7,61±2,25	1,89±0,30	0,51±0,05	0,46±0,12	0,12±0,02	0,19±0,08
	^{99m}Tc -ОКФ	4,29±0,90	1,67±0,40	0,78±0,14	0,38±0,17	0,36±0,06	0,39±0,04
Легкие	^{99m}Tc -HEDP	0,52±0,08	0,18±0,03	0,056±0,005	0,050±0,024	0,030±0,004	0,021±0,002
	^{99m}Tc -ОКФ	0,31±0,05	0,18±0,04	0,057±0,012	0,031±0,005	0,025±0,004	0,028±0,004
Печень	^{99m}Tc -HEDP	0,077±0,023	0,024±0,002	0,013±0,003	0,014±0,003	0,014±0,001	0,009±0,001
	^{99m}Tc -ОКФ	0,053±0,008	0,031±0,009	0,011±0,002	0,010±0,002	0,009±0,001	0,014±0,005
Почки	^{99m}Tc -HEDP	1,33±0,27	0,77±0,12	0,61±0,04	0,56±0,25	0,54±0,02	0,46±0,04
	^{99m}Tc -ОКФ	1,22±0,09	1,12±0,17	1,04±0,12	0,81±0,15	0,77±0,07	0,74±0,07
Сердце	^{99m}Tc -HEDP	0,19±0,06	0,050±0,010	0,014±0,002	0,011±0,001	0,005±0,000	0,005±0,001
	^{99m}Tc -ОКФ	0,11±0,03	0,047±0,009	0,011±0,003	0,006±0,001	0,007±0,002	0,006±0,000
Селезенка	^{99m}Tc -HEDP	0,078±0,014	0,034±0,008	0,021±0,002	0,021±0,003	0,023±0,005	0,011±0,002
	^{99m}Tc -ОКФ	0,046±0,003	0,031±0,003	0,020±0,004	0,023±0,009	0,013±0,002	0,019±0,005
Мышца бедра	^{99m}Tc -HEDP	10,7±2,52	3,38±0,63	1,08±0,06	0,95±0,06	0,30±0,06	0,33±0,06
	^{99m}Tc -ОКФ	7,42±2,97	2,34±0,20	0,71±0,15	0,54±0,24	0,25±0,05	0,30±0,10
Кость плоская	^{99m}Tc -HEDP	0,69±0,14	1,44±0,34	2,14±0,24	1,84±0,18	1,31±0,10	1,22±0,18
	^{99m}Tc -ОКФ	0,34±0,08	1,12±0,15	1,40±0,06	1,32±0,25	1,29±0,24	1,32±0,26
Кость трубчат.	^{99m}Tc -HEDP	1,88±0,28	4,44±0,67	5,78±0,57	5,41±0,58	4,03±0,30	3,85±0,56
	^{99m}Tc -ОКФ	0,86±0,18	3,19±0,25	3,84±0,36	3,52±0,50	3,73±0,40	3,75±0,34

логического распределения в организме животных по методике, описанной ранее для меченого альбумина. Результаты представлены в табл. 2. Было обнаружено, что препараты с высоким содержанием, превышающим содержание в крови и мышцах, накапливаются в костной ткани – в трубчатых костях через один час после введения препаратов, а в плоских к третьему часу. Причем, ^{99m}Tc -ОЭДФ показал более высокие уровни накопления, чем ^{99m}Tc -ОБФ. Выводились оба препарата преимущественно через почки – к 24 часам около 60%.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Таким образом, препараты ^{133}I , ^{99m}Tc -альбумин и ^{99m}Tc -оксиэтилидендифосфат могут быть рекомендованы для проведения доклинических испытаний как перспективные препараты, позволяющие наиболее оптимально решать вопросы диагностики и терапии.

При разработке тактики лечения заболеваний щитовидной железы с использованием ^{133}I необходимо учитывать временные параметры формирования поглощенных доз и обосновать в клинике соответствующий коэффициент для увеличения количества вводимого препарата. К положительной характеристике ^{133}I следует отнести то, что при проведении работ с препаратом ^{133}I значительно снижается опасность радиационного загрязнения.

Результаты биологических исследований ^{99m}Tc -альбумина могут служить основой для разработки отечественного набора реагентов к генератору ^{99m}Tc на основе альбумина крови человека (для исследования в клинике гемодинамических показателей), не уступающего по функциональной пригодности зарубежному аналогу ТСК-2.

Преимущественные показатели по уровню накопления в костной ткани ^{99m}Tc -ОЭДФ по сравнению с ^{99m}Tc -ОБФ также являются основанием для разработки набора к генератору ^{99m}Tc для этого препарата. Он может быть рекомендован для радионуклидной диагностики как онкологических, так и неонкологических заболеваний костей.

^{99m}Tc обладает оптимальными ядерно-физическими характеристиками для получения качественной диагностической информации в клинических радиоизотопных исследованиях при сравнительно низкой дозовой нагрузке на организм пациента и клинического персонала. Являясь генераторным радионуклидом, он удобен для получения меченых соединений непосредственно перед инъекцией пациенту.

Литература

1. Rhodes B.A. Direct labeling of proteins with ^{99m}Tc // Nucl.Med.Biol. – 1991. - V.18. – № 7. - P. 667-676.
2. Kato – Azuma M., Hazue M. Int.Symp. on radiopharmaceutical chemistry, 4 th: Abstracts, 1982. - P. 270-271.
3. Kenney J.M., Marinelli L.D., Woodard H.Q. Tracer studies with radioactive phosphorus in malignant neoplastic disease // Radiology. – 1941. - V. 37. - P. 683-687.
4. Hale T.J., Jucker A., Vgenopolous K., Sauter B., Wacheck W., Bors L. Clinical experience with a new bone seeking ^{99m}Tc -radiopharmaceutical. // Nucl. Compact. – 1981. - V. 12. - P. 54-55.
5. Subramanian G., Mc Afee J.G., Thomas F.D. New Diphosphonate Compounds for Skeletal Imaging: Comparison with Methylene Diphosphonate // Radiology. – 1983. - V. 149. - № 3. - P. 823-828.
6. Соловьев В.Н., Фирсов А.А., Филатов В.А. Фармакокинетика. - М.: Медицина, 1980.

Поступила в редакцию 19.10.2000

УДК621.039.85

ПОЛУЧЕНИЕ МИКРОСФЕР АЛЬБУМИНА, СОДЕРЖАЩИХ СТАБИЛЬНЫЙ РЕНИЙ, ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ И НЕРАДИОАКТИВНЫХ АЭРОЗОЛЕЙ

В.М. Петриев, Е.Г. Ганжа, Т.П. Рыжикова

Медицинский радиологический научный центр РАМН, г. Обнинск

Р

В настоящей публикации приводится описание способа получения микросфер альбумина, содержащих стабильный рений (Re-МСА), которые могут использоваться для моделирования радиоактивных и нерадиоактивных аэрозолей. Принцип получения Re-МСА основан на введении стабильного рения в состав микросфер альбумина. При облучении Re-МСА тепловыми нейтронами стабильный изотоп ^{185}Re активизируется в радиоактивный изотоп ^{186}Re с периодом полураспада 90 часов. Показано, что концентрация стабильного рения в составе МСА закономерно растет с увеличением размера частиц. Подробно изучен дисперсный состав Re-МСА, который зависит от технологических режимов получения частиц.

ВВЕДЕНИЕ

Для моделирования радиоактивных аэрозолей используют микрочастицы из стекла или полимеров, получаемые путем термического или катодного напыления стабильных металлов с последующей активацией их нейтронами [1, 2]. Этот способ позволяет получать микрочастицы высокой удельной активности, однако он сравнительно сложный. Кроме того, напыляемые металлы могут иметь непрочную связь с поверхностью частиц.

Более успешно для моделирования радиоактивных и нерадиоактивных аэрозолей могут использоваться микросферы альбумина, широко применяемые в медицинской практике для диагностики заболеваний легких и для лечения онкологических и неонкологических заболеваний. Преимущества их состоят в простоте получения с введением метки как на поверхности, так и равномерно по всему объему микрочастиц. Для медико-биологических исследований получают микросферы из альбумина крови человека, а затем метят их радионуклидами ^{131}I , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{111}In [3, 4].

Из опыта прошлых лет известно, что введение стабильных металлов в виде растворимых солей в состав микросфер альбумина не приводит к желаемой стабильности [5]. Например, при введении нитратов европия, лютеция или хлорида марганца в состав микросфер альбумина концентрация элементов в частицах составляет от 0,8 до 8,0% [5]. Кроме того, прочность связи марганца, европия и лютеция с микросферами низкая.

С целью повышения концентрации стабильного металла в составе микросфер и уве-

личения прочности связи элемента с частицами нами была предпринята попытка инкорпорировать стабильный металл в виде нерастворимого оксида рения.

МЕТОД ПОЛУЧЕНИЯ МИКРОСФЕР АЛЬБУМИНА, СОДЕРЖАЩИХ СТАБИЛЬНЫЙ РЕНИЙ, И НЕКОТОРЫЕ ИХ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ

Принцип получения микросфер альбумина с инкорпорированным рением состоит в тепловой денатурации раствора белка, содержащего суспензию оксида рения.

В раствор альбумина добавляют раствор оксида рения, тщательно перемешивают. В полученную гомогенную суспензию добавляют оливковое масло и эту смесь, тщательно перемешанную, вводят по каплям в специальную рабочую камеру аппарата, содержащую оливковое масло, при постоянном перемешивании. При перемешивании образуются сферические капельки раствора альбумина в масле с размерами, зависящими от скорости вращения мешалки. Смесь нагревают до температуры 150°C и выдерживают при этой температуре 15 - 20 минут. При этом вода испаряется, а альбумин денатурируется с образованием сферических частиц, в которые инкорпорируется оксид рения. Микросферы выделяют фильтрованием и промыванием диэтиловым эфиром или ацетоном; предварительно высушивают на стеклянном фильтре под вакуумом. Затем фракционируют путем ультразвукового рассеивания на микроситах и окончательно высушивают в термостате при температуре 50 °С в течение 24 часов.

При облучении микросфер альбумина, содержащих стабильный рений (Re-MCA), тепловыми нейтронами стабильный изотоп ^{185}Re переходит в ^{186}Re радиоактивный с периодом полураспада 90 часов. На этом основан нейтронно-активационный метод определения стабильного рения в составе микросфер альбумина.

Удельная активность Re-MCA прямо пропорционально зависит от количества стабильного рения в частицах. В связи с этим была изучена зависимость количества стабильного рения в микросферах по фракциям частиц. Из диаграммы (рис.1) видно, что с увеличением скорости перемешивания реакционной смеси размер микросфер уменьшается. Содержание стабильного рения в микросферах, полученных при скорости перемешивания реакционной смеси, равной 1250 об/мин, отмечается максимальным во фракции частиц 60-90 микрон, в то время как при скоростях перемешивания реакционной смеси, равными 1750 и 2000 об/мин, уровень включения рения в микросферы постепенно растет с увеличением размера частиц.

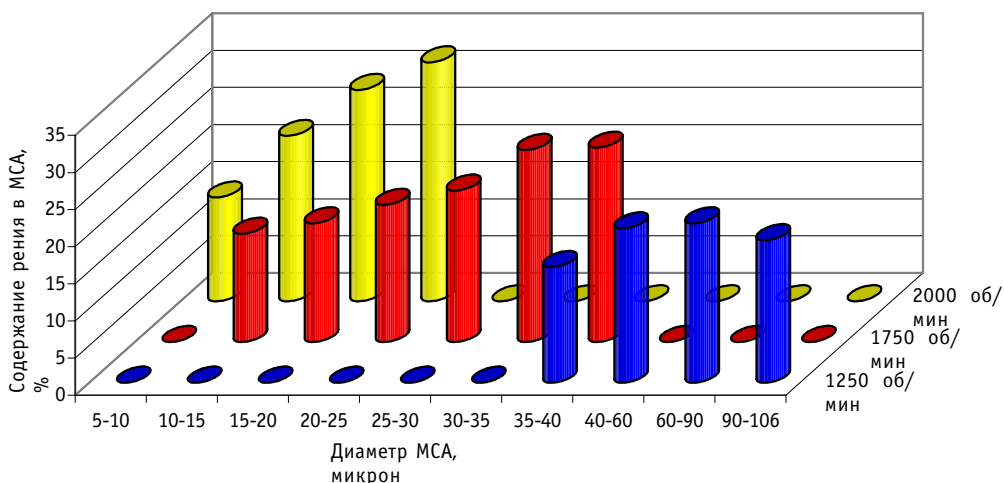


Рис.1. Содержание стабильного рения в МСА, полученных при разных скоростях перемешивания реакционной смеси

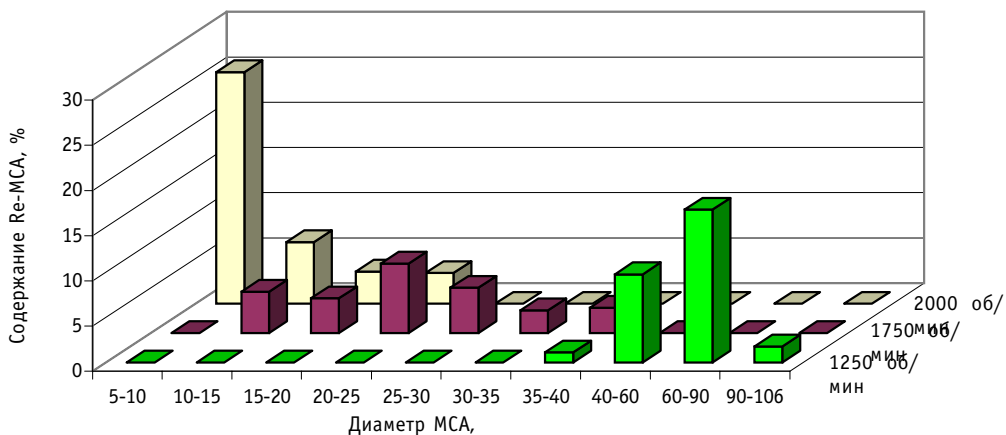


Рис.2. Выход Re-MCA по фракциям в зависимости от скорости перемешивания реакционной смеси

На диаграмме 2 приведены данные дисперсного состава Re-MCA в зависимости от скорости перемешивания реакционной смеси и фракции частиц. Так, при скоростях перемешивания, равными 1250 и 1750 об/мин, выход микросфер повышается с ростом их размера, достигает максимума, затем уменьшается, тогда как при скорости перемешивания 2000 об/мин максимальный выход микросфер достигается для самой низкой фракции частиц и затем с увеличением размера микросфер выход их постепенно уменьшается.

Также отмечена хорошая воспроизводимость методики получения Re-MCA (рис.3). Дисперсный состав двух партий микросфер, содержащих рений, практически не различается. Количество частиц в диапазоне 5-20 микрон составляет более 96%. Максимальное содержание частиц (более 78%) находится в диапазоне 10-15 микрон.

При получении суспензии в 0,9 % растворе натрия хлорида микросферы альбумина набухают и увеличиваются в размере, что является одной из важнейших характеристик. Анализ дисперсного состава сухих и мокрых частиц показал, что при выдержке микросфер в физиологическом растворе средний диаметр их увеличивается с 12,54 до 14,69 микрон, что составляет 17,1%. Из диаграммы 4 видно, что количество частиц в диапазоне 10-15 микрон в сухой фракции с 78,5% уменьшается до 55,3 микрон в мокрой фракции, в то время как фракция в диапазоне 15-20 микрон соответственно увеличивается с 8,0% (сухие микросферы) до 37,2% (мокрые микросферы).

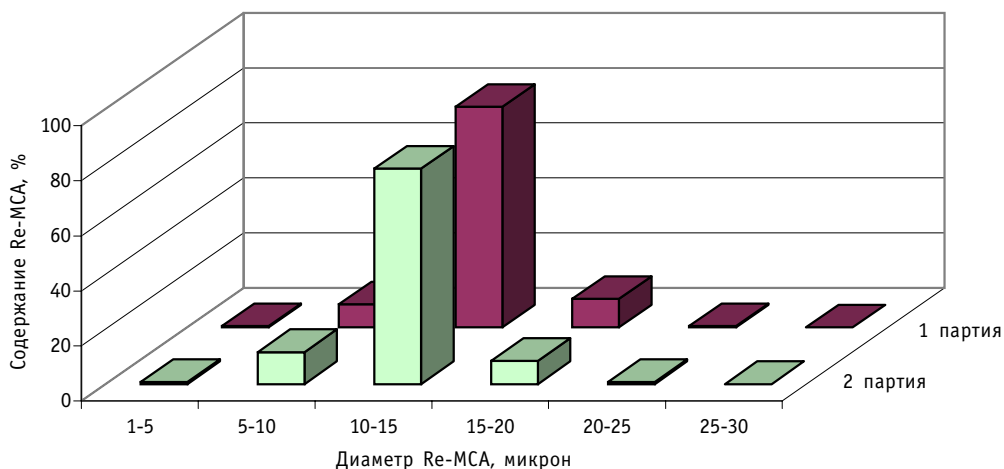


Рис.3. Дисперсный состав Re-MCA двух партий, полученных в одинаковых условиях

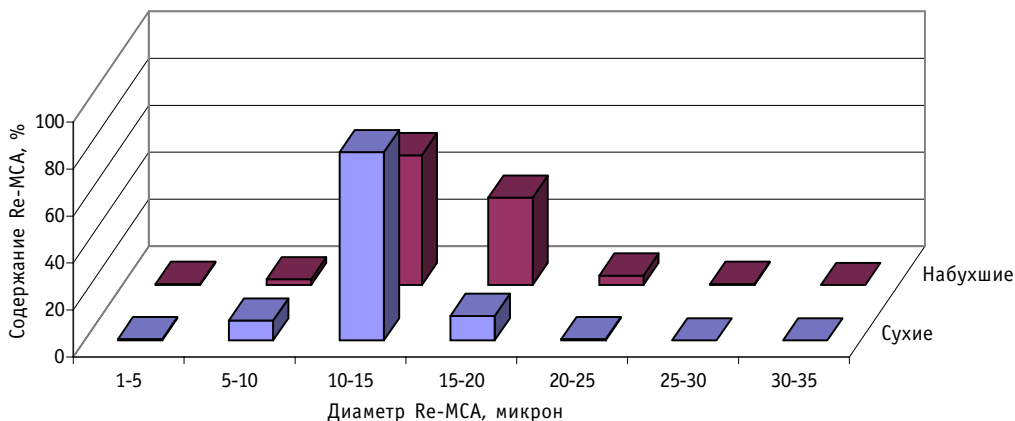


Рис.4. Дисперсный состав сухих Re-MCA и набухших Re-MCA в 0,9 % растворе натрия хлорида

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработан метод получения белковых микросфер, содержащих стабильный рений, с разным дисперсным составом. Белковые микросферы могут использоваться для моделирования радиоактивных и нерадиоактивных аэрозолей в атмосфере и закрытых помещениях. Они устойчивы в любых естественных условиях. Могут применяться для моделирования аэрозолей в виде сухого порошка или в виде водной суспензии для изучения динамики распространения аэрозолей. После распыления аэрозоля берут пробы земли, воздуха или воды и проводят нейтронно-активационный анализ без предварительной подготовки проб.

Литература

1. Иванов В.Д., Кириченко В.Н., Петрянов И.В. // ДАН СССР. - 1969. - Т.188. - С. 65.
2. Степченков В.И., Кириченко В.Н., Петрянов И.В. //Изотопы в СССР. - 1975. - Т. 42, С. 28.
3. Петриев В.М., Степченков В.И., Хачиров Дж.Г. Физические и некоторые радиохимические свойства микросфер альбумина, используемых в радиоизотопной диагностике //Isotopenpraxis. - 1979. - V. 15. - №5. - P.22 – 25.
4. Петриев В.М., Хачиров Дж.Г., Габуня Р.И., Бочкова Т.Р. Микросферы-^{99m}Tc из альбумина сыроворотки человеческой крови для изучения микроциркуляции легких//Мед. радиол. - 1977. - №9. - С.29 – 35.
5. Петриев В.М., Степченков В.И., Хачиров Дж.Г. Физико-химические свойства меченых микросфер альбумина, получаемых нейтронной активацией//Isotopenpraxis. - 1981. - V.17. - №8/9. P.315 – 317.

Поступила в редакцию 19.10.2000

Юрий Алексеевич Казанский

18 октября 2000 г. исполнилось 70 лет ученому и педагогу, ректору Обнинского института атомной энергетики, академику Международной академии наук высшей школы, заслуженному деятелю науки и техники Российской Федерации, доктору физико-математических наук, профессору Юрию Алексеевичу Казанскому. Его научная, преподавательская и общественная деятельность отмечены многими правительственными наградами, а званием “Почетный работник высшего профессионального образования Российской Федерации” он особенно гордится.

После окончания в 1954 г. Московского инженерно-физического института, Ю.А. Казанский начал свою научную карьеру в Физико-энергетическом институте в г. Обнинске с должности старшего лаборанта, участвуя в экспериментальных исследованиях радиационной защиты первых атомных подводных лодок. Изучая характеристики полей излучения в защите, он развил методы измерения спектров нейтронов и гамма-квантов с помощью сцинтилляционных детекторов, положивших начало плодотворному направлению исследований по физике защиты от излучений.

В 1972 г. Ю.А. Казанский участвует в работах по физическому пуску реактора на быстрых нейтронах БН-350. В том же году он назначается заведующим научным отделом физики быстрых реакторов ФЭИ и осуществляет программу интегральных экспериментов на уникальных критических сборках Большого физического стенда (БФС). Эти работы легли в основание расчетов физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах, получили широкое международное признание и позволили ФЭИ занять лидирующее положение в данной области экспериментальной реакторной физики. Создание и успешный ввод в эксплуатацию первого в мире промышленного реактора на быстрых нейтронах БН-600, руководителем физического пуска которого был Ю.А. Казанский, во многом опирались на результаты этих исследований.

Педагогическая деятельность Ю.А. Казанского началась более трех десятилетий назад, когда он, по замечательной традиции ученых ФЭИ, начал читать курс лекций по физической теории ядра и основам экспериментальных методов ядерной физики в Обнинском филиале МИФИ. В дальнейшем им было разработано несколько оригинальных курсов по различным направлениям физики ядерных реакторов, таких как “Физико-технические основы ядерной энергетики” и “Динамика ядерных реакторов”.

В 1985 г. Ю.А. Казанский назначается ректором нового, образованного на базе фи-

лиала МИФИ, Обнинского института атомной энергетики - единственного в СНГ вуза, специализирующегося на подготовке специалистов для ядерной энергетики. За прошедшие 15 лет ОИАТЭ вырос из скромного филиала в современный престижный вуз с новыми зданиями, общежитиями, лабораторной базой. Возникли аспирантура, диссертационные советы, проблемные и отраслевые лаборатории. Институт проводит конференции и семинары, в том числе и международные, выпускает журнал "Известия вузов. Ядерная энергетика". Семь факультетов, 22 кафедры, свыше 20 специальностей, на которых обучается более 3000 студентов, команда КВН, своя еженедельная газета, студенческий клуб - этому немало способствовал высокий авторитет Ю. А. Казанского как ученого и педагога. Ю.А.Казанский является автором более 150 опубликованных работ, в том числе 11 монографий и учебных пособий, причем некоторые из них выдержали по несколько изданий на русском, французском и английском языках.

Большое внимание Ю.А. Казанский уделяет популяризации науки среди молодежи, что способствует привлечению школьников к поступлению в технические вузы. В этом отношении значительная роль принадлежит созданной при ОИАТЭ под эгидой Ю. А. Казанского Физико-технической школе, имеющей филиалы в нескольких городах России, а также ряду его популярных книг, например "Школьнику об энергетике". Три года назад Ю.А. Казанский организовал школу компьютерных технологий "Гелиос", в которой сегодня обучается почти 1000 учеников.

Под руководством Ю.А. Казанского 7 специалистов успешно защитили кандидатские диссертации. Среди его учеников уже есть и доктора наук. Много молодых ученых выражают Юрию Алексеевичу благодарность за помощь и поддержку.

Значителен вклад Ю.А. Казанского и в развитие международного научно-технического сотрудничества. В конце 70-х он назначается руководителем советско-французского сотрудничества по физике быстрых реакторов и одновременно представителем СССР в Комитете по физике реакторов Агентства ядерной энергетики (NEACRP OECD). У руководимого им института установились прочные научные связи с аналогичными образовательными и научными учреждениями многих стран. В рамках этих связей осуществляются совместные научно-исследовательские работы, обмен студентами и аспирантами, а также другие формы сотрудничества. По инициативе Ю.А.Казанского в ОИАТЭ проводятся каждые два года международные научные конференции по безопасности АЭС и подготовке персонала, в работе которых принимают участие многие специалисты из стран ближнего и дальнего зарубежья.

Ю.А. Казанский - один из организаторов журнала «Ядерная энергетика» и является его бессменным главным редактором с момента основания в 1993 г.

Широко известна и общественная деятельность Ю.А. Казанского. Он принимал участие в ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС, за что награжден медалью. На протяжении ряда лет он был председателем совета городского Дома ученых, председателем Городского собрания, в настоящее время он является членом Центрального правления Ядерного Общества РФ и членом совета Ассоциации российских вузов.

Редакционная коллегия, товарищи по работе от души поздравляют Юрия Алексеевича с юбилеем и желают ему здоровья, успехов во всей его многогранной деятельности.

Редакционная коллегия

Николай Антонович Доллежалъ 27.10.1899 - 20.11.2000

20 ноября 2000 г. на 102-м году жизни скончался выдающийся человек, российский конструктор и ученый, основатель и первый директор НИКИЭТ академик Николай Антонович Доллежалъ.

Ушел из жизни один из основоположников отечественной атомной энергетики и промышленности, патриарх реакторостроения, творец ядерных установок, ставших гордостью атомной науки и техники.

Н.А. Доллежалъ являлся Главным конструктором первых промышленных атомных реакторов, необходимых для создания отечественного ядерного оружия. В начале пятидесятых годов Николай Антонович стал руководителем разработки ядерной энергоустановки для первой отечественной атомной подводной лодки, а затем – Главным конструктором Первой в мире атомной электростанции.



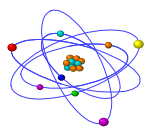
Главный конструктор серии канальных уранграфитовых реакторов большой мощности, академик Н.А. Доллежалъ сыграл выдающуюся роль в становлении и развитии советской и российской атомной энергетики, тем самым обеспечив выполнение важнейших народно-хозяйственных задач. Под руководством Николая Антоновича и при его участии было спроектировано большое число исследовательских реакторов, которые работают в нашей стране и за рубежом.

Н.А. Доллежалъ - академик Российской академии наук, доктор технических наук, профессор. Ему принадлежит большое число пионерских научных работ в области реакторостроения. Николай Антонович внес неоценимый вклад в подготовку высококвалифицированных научных и инженерных кадров, в течение 25 лет возглавляя созданную им в 1961 г. в МВТУ им. Н.Э. Баумана кафедру ядерных энергетических установок. Сотни его учеников и последователей с успехом трудятся на предприятиях отрасли.

Вклад академика Н.А. Доллежала в становление и развитие атомной отрасли промышленности по достоинству отмечен Родиной. Он – дважды Герой Социалистического Труда, награжден шестью орденами Ленина, орденами Трудового Красного Знамени, Красной Звезды, Октябрьской Революции. Н.А. Доллежалъ - лауреат Ленинской премии и пяти Государственных премий СССР. Недавними его наградами стали орден «За заслуги перед Отечеством» 2-й степени и «Золотая медаль им. И.В. Курчатова» Российской академии наук.

Как ученый и как гражданин Николай Антонович до последних дней неустанно размышлял о судьбах страны, атомной энергетики, публиковал научные труды, которые останутся его заветами новым поколениям ученых и инженеров.

Светлая память об уникальном человеке-творце, человеке высочайшей культуры и порядочности, выдающемся современнике Николае Антоновиче Доллежале навсегда останется в наших сердцах.



МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ
МИНИСТЕРСТВО РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
КОНЦЕРН "РОСЭНЕРГОАТОМ"
ОБНИНСКИЙ ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

VII МЕЖДУНАРОДНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ

"БЕЗОПАСНОСТЬ И ПОДГОТОВКА АЭС КАДРОВ"

Обнинск, 8-11 октября 2001г.

НА КОНФЕРЕНЦИИ ПРЕДПОЛАГАЕТСЯ ОБСУДИТЬ СЛЕДУЮЩИЕ ПРОБЛЕМЫ:

1. Надежность и безопасность ядерных энергетических установок.
2. Подготовка кадров для ядерной промышленности.
3. Снятие АЭС с эксплуатации.
4. Ядерная безопасность вне реакторных технологий.
5. Радиационная и экологическая безопасность.

Рабочие языки конференции - русский и английский.

ВО ВРЕМЯ РАБОТЫ КОНФЕРЕНЦИИ БУДУТ ОРГАНИЗОВАНЫ СЛЕДУЮЩИЕ МЕРОПРИЯТИЯ:

1. Выставка технологий, проектов, приборов, оборудования и продукции.
2. Рабочее совещание по проблемам утилизации плутония.
3. "Круглые столы" по различным аспектам.

В ходе конференции будут проведены экскурсии в научно-исследовательские институты города, на Первую АЭС.

Заявки на участие в конференции и тезисы докладов объемом до 2 с. направлять в оргкомитет до 1 июля 2001 г.

Тезисы желательно присылать в виде твердой копии и в электронном виде на дискетах или по электронной почте в формате Microsoft Word или ASCII код. Пожалуйста, указывайте подробно свои координаты: почтовый адрес, телефон, факс, электронная почта.

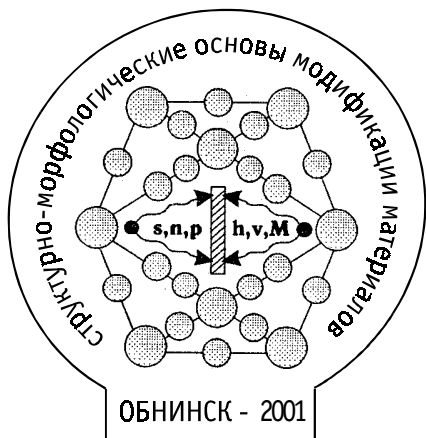
Оргкомитет приглашает спонсоров к взаимовыгодному сотрудничеству и участию в работе конференции. Список лиц, принявших участие в финансировании конференции, будет соответствующим образом отражен в программе и материалах конференции, а также в журнале "Известия вузов. Ядерная энергетика."

Адрес: 249020, г. Обнинск Калужской обл., Студгородок, I. ИАТЭ.

Оргкомитет VII Международной конференции
"Безопасность АЭС и подготовка кадров"

E-mail: rio@iate.obninsk.ru

Контактный телефон: (08439)3-69-31, 7-85-11, 7-84-54, факс: (08439)7-08-22



VI СЕМИНАР

МНТ-VI

" СТРУКТУРНО -
МОРФОЛОГИЧЕСКИЕ
ОСНОВЫ МОДИФИКАЦИИ
МАТЕРИАЛОВ
МЕТОДАМИ
НЕТРАДИЦИОННЫХ
ТЕХНОЛОГИЙ "

С 12 по 16 июня 2001 г. на базе Обнинского института атомной энергетики пройдет VI семинар "Структурно-морфологические основы модификации материалов методами нетрадиционных технологий" (МНТ-6).

На семинар приглашаются ученые вузов, научно-исследовательских институтов и научно-производственных объединений России и стран СНГ.

Предполагается заслушать и обсудить результаты экспериментальных и теоретических работ по влиянию сильных воздействий на твердое тело, в том числе нелинейных процессов, индуцированных такими воздействиями. Подобные процессы лежат в основе современных высоких технологий (взаимодействие облучения с веществом, лазерного облучения, сильной деформации, механоактивации, обработки взрывом и т.д.) и открывают широкие возможности при создании материалов с принципиально новыми свойствами.

Предполагается расширение участия молодых ученых (аспирантов и студентов) в работе семинара: организация молодежной секции, конкурс работ молодых ученых.

Обнинск, 12 - 16 июня 2001 г.

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.564: 53.082.4

Automatic Control System of Stressed State of a Metal for Technological Channels at Steel-zirconium Adapter of RBMK-type Nuclear Reactors \A.I. Trofimov, S.I. Minin, M.A. Trofimov, A.A. Zilper; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering)-Obninsk, 2000.- 6 pages, 7 illustrations, 9 tables.-References, 9 titles.

The results of development system for measuring of changes of stressed metal construction states have been shown in this article. The system can be used for control of the stressed state of adapters of RBMK-type reactor fuel channels. The changes of stressed state are determined by means of ultrasonic wave velocity changes which are generated in the suffered materials.

УДК 51-72:531.15

Analysis of a Rotor Working Equations with Electromagnetic Bearings \E.V. Gaivoronskaya, S.V. Lebedeva; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering)-Obninsk, 2000.- 5 pages, 2 illustrations.-References, 3 titles.

The problem of the creation of vertical turbine machine with electromagnetic bearings is considered with reference to high-temperature gas reactor. Simple formulas of the precession frequency and nutation frequency of the shaft are derived on the basis of solutions of the shaft working equations for the special cases depending on a sistem parameters.

УДК 621.039.584

The Calculational Study of the Possibility of Corium Confinement in the Catcher with the Walls Cooled by Impinging Jets \M.V. Kachtcheev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering)-Obninsk, 2000.- 6 pages, 4 illustrations.-References, 5 titles.

A catcher with the walls cooled by impinging jets has been considered as a device for corium cooling and confinement outside the reactor vessel. The proposed catcher design enables the basic problems of corium confinement and cooling after its release from the reactor vessel to be solved. The calculational study for corium-to-catcher shell interaction using the PPRKRS code has been performed. It can be applied for the analysis of the possibility of corium confinement in the catcher of any design.

УДК 621.039.526

On Selection of Optimal Composition of the Na-K-Cs-alloy for LMFR Core Cooling \V.S. Okunev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering)-Obninsk, 2000.- 7 pages, 1 illustration.-References, 5 titles.

The Na-K-Cs-alloy may be considered as a potential coolant for the LMFR. In this paper are discussed the selection of the optimal composition of this alloy. This composition may be obtained as the solution of multicriteria optimization problem.

УДК 681.3:621.039.548

The Calculation Analysis of Experiments on Destruction of Electroheated Fuel Element Simulators \G.N. Vlasichev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering)-Obninsk, 2000.- 10 pages, 6 illustrations.-References, 18 titles.

The technique and computer program for account of emergency process of cylindrical fuel elements heating and melting are developed. Calculating analysis of experiments on electrical

heating of fuel rod simulator, made on special heat-physical test facility is carried out. The results of modelling were used for examination of calculation technique of the heat-exchange in fuel rod subject to core and cladding melting.

УДК 51-72:621.039.73

Efficiency of Fission Products Transmutation \ Yu. A. Kazansky, D. A. Klinov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering)-Obninsk, 2000.- 9 pages, 2 illustrations, 2 tables.-References, 4 titles.

The transmutation efficiency of dangerous fission products has been considered. Mathematical model and calculation results are presented. It is shown that there is not profit in radioactivity level on the Earth from transmutation if Nuclear Power under operating.

УДК 51-72:539.172.12

Application of NRT-formula for Calculation of Displacement Cross-sections for Materials Irradiated by Nucleons of Intermediate and High Energy \ A. Yu. Konobeyev, Yu. V. Konobeev, Yu. A. Korovin; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering)-Obninsk, 2000.- 6 pages, 5 illustrations.-References, 9 titles.

The behavior of cascade function for calculation of radiation damage in materials has been investigated at high energy of incident ions. The calculation of displacement cross-sections has been carried out for the number of materials with atomic number $Z=13-28$, irradiated by protons with the energy up to 25 GeV. It is shown that the displacement cross-section can be obtained within 5-20% error with the help of NRT-formula.

УДК 51-72:621.039.516.4

Results of the Simulation of Parameters of the Fuel Cycle for the WWER-1000 Reactor with (m%Th²³², n%U²³⁵, k%Pu²³⁹)O₂ Fuel Compositions \ I. V. Shamanin, A. A. Ukhov, H.-J. Ruetten, K. Haas, W. Sherer; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering)-Obninsk, 2000.- 12 pages, 4 illustrations, 12 tables.-References, 3 titles.

General parameters of the WWER Reactor using (m%Th²³², n%U²³⁵, k%Pu²³⁹)O₂ fuel are analyzed. In all considered variations it was assumed that the construction of the active core and the fuel element assemblies are standard as for WWER-1000 reactor. Operation periods of 3, 4 and 5 burnup cycles were examined.

The aim of this study was to investigate the ability of the WWER-1000 as a potential nuclear power installation for the utilization of weapon grade plutonium in thorium-based fuel.

УДК 621.311:621.039.004.7

Decommissioning of the First NPP \ G. S. Kotikov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering)-Obninsk, 2000.- 5 pages, 1 tables.-References, 3 titles.

The materials about life cycle of the First NPP (Obninsk), with channel reactor are given in this paper. Now station exhaust the resource and in the near future its decommissioning will be made. On the basis of the decision of Government in the First NPP building should the Russian museum of atomic engineering organized.

УДК 621.039.83:539.1:047

Short-lived Radionuclides in Experimental Nuclear Medicine and Biological Studies \ G. A. Petrova, V. M. Petriev, V. G. Skvortsov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering)-Obninsk, 2000.- 6 pages, 3 illustrations, 2 tables.-References, 6 titles.

The results of the biological studies of kits to ^{99m}Tc generator (on the basis of human serum albumin for the clinical study of hemodynamic indexes, of the complexes on the basis of diphosphonic acid for the diagnostic of bone oncologic and nononcologic diseases) and ^{133}I – for the treatment of diseases of the thyroid gland are introduced. It is shown, that the short half-life periods of ^{99m}Tc and ^{133}I allow to raise the administered doses of the radiopharmaceuticals, that improves the diagnostic and therapeutic opportunities at the minimum affecting on the healthy tissues.

УДК 621.039.85

Obtaining of Albumin Microspheres Containing Stable Rhenium for Modelling of Radioactive and Nonradioactive Aerosols \V.M. Petriev, E.G. Ganzha, T.P. Rizhikova; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnykh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering)-Obninsk, 2000.- 4 pages, 4 illustrations.-References, 6 titles.

In the present publication the description of a method of obtaining of albumin microspheres containing stable rhenium (Re-MSA) is resulted, which one can be used for modelling of radioactive and nonradioactive aerosols. The principle of obtaining Re-MSA is based on the incorporation of stable rhenium in a structure of albumin microspheres. At an irradiating Re-MSA by thermal neutrons the stable isotope of ^{185}Re is activated in radioisotope of ^{186}Re with a half-life 90 hours. It is shown, that the concentration of stable rhenium in a structure MSA regularly increase with rise of sizes of microparticles. A dispersed proportion of Re-MSA detailed is studied, which one depends on technological regimens of obtaining of microparticles.

НАШИ АВТОРЫ

Г.Н. Власичев - к.т.н., докторант кафедры "Ядерные реакторы и энергетические установки" физико-технического факультета Нижегородского государственного технического университета (НГТУ). Область научных интересов - тяжелые аварии с расплавлением активной зоны ядерного реактора, тепло- и массообмен.

Е.В. Гайворонская – студентка четвертого курса физико-технического факультета Нижегородского государственного технического университета.

Е.Г. Ганжа - аспирантка Медицинского радиологического научного центра Российской Академии медицинских наук (РАМН).

А.А. Зильпер – аспирант кафедры автоматики, контроля и диагностики (АКИД) Обнинского института атомной энергетики (ОИАТЭ).

М.В. Кашеев – к.т.н., с.н.с. расчетно-теоретической лаборатории Государственного научного центра Российской Федерации – Физико-энергетического института (ГНЦ РФ-ФЭИ). Закончил Московский инженерно-физический институт в 1986 г. Автор и соавтор более 40 научных работ. Область научных интересов - безопасность АЭС, расчетно-теоретический анализ тяжелых аварий на АЭС с ВВЭР и АСММ.

Ю.А. Казанский – д.ф.-м.н., профессор. Закончил Московский инженерно-физический институт в 1954 г. Область научных интересов – экспериментальная физика реакторов, защита реакторов. Автор и соавтор более 200 публикаций.

Д.А. Клинов – к.ф.-м.н. Закончил ОИАТЭ в 1989 г. Область научных интересов – комплексный анализ проблем топливных циклов ядерной энергетики, задачи энергетического баланса различных способов производства энергии.

А.Ю. Конобеев – д.ф.-м.н., с.н.с. ОИАТЭ.

Ю.В. Конобеев – д.ф.-м.н., профессор, главный научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

Ю.А. Коровин - д.ф.-м.н., профессор, зав. кафедрой общей и специальной физики

ОИАТЭ. Область научных интересов – взаимодействие высокоэнергетических частиц с веществом; радиационные повреждения конструкционных материалов, облучаемых заряженными частицами и нейтронами; трансмутация радиоактивных отходов. Автор более 200 работ.

С.В. Лебедева - старший преподаватель кафедры "Инженерная автоматика производственных процессов" Всероссийской государственной академии водного транспорта.

С.И. Минин – заведующий лабораторией кафедры АКИД ОИАТЭ.

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

Г.А. Петрова - к.б.н., ведущий научный сотрудник Медицинского радиологического научного центра РАМН.

В.М. Петриев - к.б.н., ведущий научный сотрудник Медицинского радиологического научного центра РАМН.

Т.П. Рыжикова - ведущий инженер Медицинского радиологического научного центра РАМН.

Г.-И. Рюттен – д.т.н., научный сотрудник Института исследований безопасности и реакторных технологий (ISR-2) Исследовательского центра Юлих.

В.Г. Скворцов - к.б.н., заведующий лабораторией Медицинского радиологического научного центра РАМН.

А.И. Трофимов – д.т.н., профессор, зав. кафедрой автоматики, контроля и диагностики (АКИД) ОИАТЭ.

М.А. Трофимов – к.т.н., доцент кафедры АКИД ОИАТЭ.

А.А. Ухов – аспирант кафедры "Ядерные реакторы и энергетические установки" Томского политехнического университета.

К. Хаас – научный сотрудник Института исследований безопасности и реакторных технологий (ISR-2) Исследовательского центра Юлих.

И.В. Шаманин – д.ф.-м.н., профессор кафедры “Ядерные реакторы и энергетические установки” Томского политехнического университета.

В. Шерер – д.т.н., руководитель отдела теории ядерных реакторов Института исследований безопасности и реакторных технологий (ISR-2) Исследовательского центра Юлих.

OUR AUTHORS

K. Haas - researcher of the Institute of Safety Research and Reactor Technology (ISR-2) of the Forschungszentrum Juelich.

E.V. Gaivoronskaya – 4-th year student of the physical and technical faculty of the Nizhniy Novgorod State Technical University.

E.G. Ganzha – post graduated student of the Medical Radiological Scientific Centre of the Russian Academy of Medical Sciences (RAMS).

M.V. Kachtchev – Cand. Sci. (Engineering), senior researcher of calculational and theoretical laboratory of the State Scientific Centre of Russian Federation – Institute of Physics and Power Engineering (SSC RF-IPPE). Graduated from the Moscow State Physics and Engineering Institute in 1986. About 40 publications. Scientific interests - safety of NPPs, calculational and theoretical analysis of heavy accidents at NPPs with VVER and low-power NPPs.

A.Yu. Kazansky - Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor. Graduated from the Moscow Engineering and Physics Institute in 1954. Scientific interests – experimental reactor physics, shielding of nuclear reactors. About 200 publications.

D.A. Klinov – Cand. Sci. (Phys.-Math.). Graduated from the OINPE in 1989. Scientific interests – complex analysis of fuel cycle problems, problems of energy balance in various energy generating systems.

A.Yu. Konobeyev – Dr. Sci. (Phys.-Math.), general researcher of the OINPE.

Yu.V. Konobeev - Dr. Sci. (Phys.-Math.), senior researcher of the SSC RF-IPPE.

Yu.A. Korovin - Dr. Sci. (Phys.-Math.), head of the general and special physics department of the OINPE. Scientific interests – interaction of high energy particles with matter; radiation damage of structural materials irradiated with

charged particles and neutrons; transmutation of radioactive wastes. About 200 publications.

S.V. Lebedeva - senior lecturer of the faculty “Engineering automatic of production process” of the All-Russian State Academy of Water Transport.

S.I. Minin – head of the laboratory of the automatic, control and diagnostic department of the OINPE.

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

G.A. Petrova – Cand. Sci. (Biology), leading researcher of the Medical Radiological Scientific Centre of the RAMS.

V.M. Petriev - Cand. Sci. (Biology), leading researcher of the Medical Radiological Scientific Centre of the RAMS.

H.-J. Ruetten – Dr. Sci (Engineering), researcher of the Institute of Safety Research and Reactor Technology (ISR-2) of the Forschungszentrum Juelich.

T.P. Ryzhikova – leading engineer of the Medical Radiological Scientific Centre of the RAMS.

I.V. Shamanin – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor of the nuclear reactor and power installations department of the Tomsk Polytechnic University.

W. Scherer – Dr. Sci (Engineering), head of the reactor theory department of the Institute of Safety Research and Reactor Technology (ISR-2) of the Forschungszentrum Juelich.

V.G. Skvortzov - Cand. Sci. (Biology), head of laboratory of the Medical Radiological Scientific Centre of the RAMS.

A.I. Trofimov – Dr. Sci. (Engineering), Professor, head of the automatic, control and diagnostic department of the OINPE.

M.A. Trofimov – Cand.Sci. (Engineering),

Associate professor of the automatic, control and diagnostic department of the OINPE.

A.A. Ukhov – post graduate student of the nuclear reactors and power installations department of the Tomsk Polytechnic University.

G.N. Vlasichev – Cand. Sci. (Engineering), doctorant of the nuclear reactors and power

installations department of the Nizhny Novgorod State Technical University. Scientific interests - heavy accidents with core melting, heat- and mass transfer.

A.A. Zilper – post-graduated student of the automatic, control and diagnostic department of the OINPE.

ПЕРЕЧЕНЬ СТАТЕЙ, ОПУБЛИКОВАННЫХ В ЖУРНАЛЕ В 2000 г.

I. ТЕМАТИЧЕСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

- В.Н. Мещеряков, В.И. Бойко, Ф.П. Кошелев*
Ядерная энергетика в системе энергообеспечения г. Томска1
- В.С. Каекин, Д.В. Мешалкин, В.К. Семенов*
Экспериментальное исследование плазмохимических реакторов на основе фронтальных волн ионизации2

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- П.Э. Переславцев, Д. Сахраи*
Разработка оптимизационной модели ядерного центра.....2
- А.В. Зродников, В.М. Поплавский, Г.И. Сидоров, А.В. Маленков,
А.А. Кричко, А.С. Малолетнев, В.В. Заманов, Т.Д. Демидова*
Переработка угля в моторное топливо с использованием ядерных технологий - будущее углехимии.....3

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

- А.Ю. Проходцев, Н.Л. Сальников*
Анализ условий протекания переходного процесса обесточивания энергоблока1
- А.Н. Анохин*
Классификация факторов, влияющих на деятельность оперативного персонала атомных станций2
- А.В. Антонов, А.В. Пляскин*
К вопросу расчета надежности системы с ограниченным количеством запасных элементов2
- К.В. Дергачев, А.В. Лагереv*
Электронная библиографическая система по эрозионному изнашиванию оборудования атомных и тепловых энергоустановок2
- И.Н. Козиев, О.Ю. Кочнов, Е.С. Старизный, Ю.В. Волков*
Комплекс информационной поддержки оператора ВВР-ц. Опыт создания первой версии2
- В. А. Андреев, О.М. Гулина*
Быстрый метод прогнозирования роста трещин в трубопроводах большого диаметра3
- А.Н. Анохин, С.М. Киндинова, А.А. Бугаев, Л.В. Пучков*
Исследование стрессовых ситуаций в деятельности оперативного персонала атомных станций3
- А.И. Перегуда, И.А. Соборова, А.И. Грошев*
Вопросы оценки надежности изделий, подверженных дискретной деградации3
- А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.А. Трофимов, А.А. Зильпер*
Автоматизированная система контроля напряженного состояния металла технологических каналов в районе переходников сталь – цирконий энергетических ядерных реакторов типа РБМК4

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

В.А. Галкин, М.А. Забудько
 Точные и численные решения нелинейных уравнений теплопроводности и кинетических уравнений1

О.В. Шведов, А.С. Герасимов, Г.В. Киселев, В.В. Селиверстов, В.В. Петрунин, В.В. Шидловский
 Тяжеловодные установки в России1

И.Ю. Шимкевич, М.В. Заезжев, В.В. Кузин, А.Г. Новиков, В.В. Савостин, А.Л. Шимкевич
 Атомная динамика жидкого калия и расплава калий-кислород из данных молекулярно-динамического моделирования и экспериментов по неупругому рассеянию нейтронов1

Б.А. Шматко, А.Е. Русанов
 Термодинамика и кинетика взаимодействия примесей кислорода и никеля в эвтектическом сплаве свинец-висмут1

Н.М. Каджури
 Аварии разгона быстрого реактора, простейшие модели и закономерности2

А.Ю. Конобеев, М.Векки
 Расчет энерговыделения в мишени из свинца, облучаемой про-тонами высокой энергии, с помощью программного комплекса "CASCADE/INPE"2

А.М. Кузьмин, В.С. Окунев, А.Н. Шмелев
 О физических характеристиках быстрых реакторов, охлаждаемых сплавом Na-Pb..... 2

А.М. Кузьмин, В.С. Окунев
 Исследование характеристик внутренней самозащищенности быстрого реактора с натриево-свинцовым охлаждением активной зоны2

В.И. Матвеев, В.А. Елисеев, И.В. Малышева
 Выбор основных параметров и характеристики перспективного быстрого энергетического реактора с натриевым теплоносителем2

В.С. Окунев
 Основы возможной концепции и оптимизация характеристик безопасности реакторов на быстрых нейтронах с различными видами топлива, охлаждаемых сплавом Na-K-Cs2

А.В. Данилычев, Д.Г. Елистратов, И.А. Кузнецов, В.Ю. Стогов
 Роль коэффициентов реактивности при реализации принципа максимальной самозащищенности быстрых реакторов3

А.В. Данилычев, В.Ю. Стогов, А.В. Тихомиров, В.А. Черный
 Влияние точности расчета доплеровской компоненты ТКР на обоснование безопасности быстрых реакторов3

В.С. Окунев
 Расчетно-оптимизационные исследования характеристик безопасности быстрых реакторов большой мощности, охлаждаемых тяжелыми металлами и их сплавами3

Б.А. Шматко, А.Е. Русанов
 Влияние примесей серебра, олова и сурьмы на окислительный потенциал теплоносителя свинец-висмут3

Е.В. Гайворонская, С.В. Лебедева
 Анализ уравнений движения ротора в электромагнитных подшипниках4

М.В. Кащеев
 Расчетное исследование возможности удержания кориума в ловушке со струйным охлаждением стенок4

В.С. Окунев

О выборе оптимального состава сплава Na-K-Cs для охлаждения активной зоны реактора на быстрых нейтронах4

ТЕПЛОФИЗИКА

А.Д. Ефанов, В.В. Ложкин, Б.И. Куликов, О.А. Судницын,

Ю.А. Безруков, С.Н. Зайцев

Экспериментально-расчетное исследование процессов тепло- и массообмена в аварийных ситуациях с потерей теплоносителя1

А.А. Анисин, А.К. Анисин, В.Т. Буглаев

Турбулизирующее влияние гладких круговых цилиндрических элементов на интенсификацию теплообмена симметричного коридорного пучка труб1

Е.Ф. Авдеев, В.В. Большунова

Диагностика расстояния до места разрыва трубопровода по изменению гидравлических характеристик1

В.И. Мельников, В.В. Контелев, В.В. Иванов, Х.-М. Прассер, В. Циппе

Ультразвуковая волноводная многоточечная система визуализации двухфазного теплоносителя1

М.Н. Арнольдov, В.Н. Богомолов, О.Г. Григорьев, В.Н. Замиусский

Эффект «зависания» жидкого натрия и его влияние на работу теплообменников испарительно-конденсационного типа1

Г.Н. Власичев, Г.Б. Усынин

Расчетная модель процесса длительного аксиального продвижения тепловыделяющей массы при аварии с расплавлением топливных сборок быстрого реактора1

Е.Ф. Авдеев, В.В. Большунова, А.В. Виноградов

Определение расхода по максимальной скорости и перепаду давления2

Г.Н. Власичев

Модель перемещения и затвердевания расплавленного топлива в каналах под активной зоной при тяжелой аварии быстрого реактора2

В.Т. Буглаев, А.К. Анисин, А.А. Анисин

Эффективность теплообмена поперечно обтекаемых комбинированных пучков труб с различными схемами расположения элементов поверхности3

К.Н. Проскураков

Моделирование параметрических колебаний в системе охлаждения ядерных реакторов3

А.И. Трофимов, И.А. Чусов, М.А. Трофимов, И.А. Шевцов,

С.П. Пашков, В.В. Максимовский, А.Я. Устюжанин

Экспериментальное исследование температурных полей на внутренней поверхности технологического канала ядерного реактора типа РБМК методом термосканирования3

Г.Н. Власичев

Расчетный анализ экспериментов по разрушению электрообогреваемых имитаторов твэлов ядерных реакторов4

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

А.В. Петров, С.Г. Усынина, В.А. Чирков

Сжигание плутония в системе реакторов ВВЭР и БН при его рециклировании2

А.Е. Синцов, В.А. Апсэ, А.Н. Шмелев, М. Саито, В.В. Артисюк

Трансмутация осколочного палладия в бланкете термоядерной установки с резонансным спектром нейтронов3

<i>Г.Л. Хорасанов, А.И. Блохин, В.В. Сеница</i> Выжигание трансураниевых элементов в жестком спектре нейтронов	3
<i>А.Н. Шмелев</i> О значимости принципа радиационной эквивалентности между добываемым ураном и захораниваемыми РАО	3
<i>Ю.А. Казанский, Д.А. Клинов</i> Эффективность трансмутации осколков деления	4
<i>А.Ю. Конобеев, Ю.В. Конобеев, Ю.А. Коровин</i> Использование NRT-формулы для расчета сечений смещения атомов материала, облучаемого нуклонами промежуточных и высоких энергий	4
<i>И.В. Шаманин, А.А. Ухов, Г.-И. Рюттен, К. Хаас, В. Шерер</i> Результаты моделирования параметров топливного цикла для водо-водяного энергетического реактора ВВЭР-1000 с загрузкой торийуранплутониевых топливных композиций	4
СНЯТИЕ АЭС С ЭКСПЛУАТАЦИИ	
<i>Г.С. Котиков</i> Снятие с эксплуатации реакторной установки АМ-1 (Первой АЭС)	4
ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ	
<i>А.С. Апян, Р.А. Розиев</i> Применение ¹³¹ I для лечения диффузного токсического зоба	2
<i>Г.А. Петрова, В.М. Петриев, В.Г. Скворцов</i> Короткоживущие радионуклиды в экспериментальной ядерной медицине и биологических исследованиях	4
<i>В.М. Петриев, Е.Г. Ганжа, Т.П. Рыжикова</i> Получение микросфер альбумина, содержащих стабильный рений, для моделирования радиоактивных и нерадиоактивных аэрозолей	4
ИЗ ИСТОРИИ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ	
<i>А.Г. Карабаш</i> Преломление детонационных волн и повышение направленного действия взрыва применением собирающих линз взрывчатых веществ	1

CONTENTS of ISSUES of «YADERNAYA ENERGETICA» in 2000

ENVIROMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

- V.N. Mescheryakov, V.I. Boiko, F.P. Koshelev*
Nuclear Power Engineering in the Power Supply System of Tomsk1
- V.S. Kayokin, D.V. Meshalkin, V.K. Semyenov*
Experimental Research of Plasm-chemical Reactors Based on Frontal Ionization Waves2

CYRRENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

- P.E. Pereslavytzev, D. Sakhray*
Development of Optimization Model of a Nuclear Centre2
- A.V. Zrodnikov, V.M. Poplavskiy, G.I. Sidorov, A.V. Malenkov, A.A. Kritchko,
A.S. Maloletnev, V.V. Zamanov, T.D. Demidova*
Processing of Coal in Engine Fuel with Usage of Nuclear Technology - Future
of Coal-Chemistry3

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

- A.Yu. Prohodtsev, N.L. Sal'nikov*
The Analysis of Conditions of Transient Process for the De-energization of the Power
Unit1
- A.N. Anokhin*
Classification of the Factors Influencing the Activity of Operating Personnel of NPPs2
- A.V. Antonov, A.V. Plyaskin*
On a Qestion of Calculation of Reliability of athe System with Restricted Number
of Spare Elements2
- K.V. Dergachev, A.V. Lagerev*
Electronic Bibliographic System on Erosion of Wear of Equipment of Nuclear
and Thermal Power Installations2
- I.N. Koziev, O.Yu. Kochnov, E.S. Stariznyi, Yu.V. Volkov*
Information Support Complex of the VVR-c Operator. Experience of Creation
of the First Version2
- V.A. Andreev, O.M. Gulina*
Fast Method of Prediction of Crack Growth in Pipelines3
- A.N. Anokhin, S.M. Kindinova, A.A. Bugaev, L.V. Puchkov*
Analysis of NPP Operating Personnel Activity under Stress Conditions3
- A.I. Pereguda, I.A. Soborova, A.I. Groshev*
Problem of Estimation of Equipment Reliability under Discrete Degradation3
- A.I. Trofimov, S.I. Minin, M.A. Trofimov, A.A. Zilper*
Automatic Control System of Stressed State of a Metal for Technological Channels
at Steel-zirconium Adapter of RBMK-type Nuclear Reactors4

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

- V.A. Galkin, M.A. Zaboudko*
Exact and Numerical Solutions of Nonlinear Thermal Conductivity and Kinetic
Equations1

<i>O.V. Shvedov, A.S. Gerasimov, G.V. Kiselev, V.V. Seliverstov, V.V. Petrunin, V.V. Shidlovsky</i>	
Heavy-Water Installations in Russia	1
<i>I.Yu. Shimkevich, M.V. Zaezjev, V.V. Kuzin, A.G. Novikov, V.V. Savostin, A.L. Shimkevich</i>	
Atomic Dynamics of Liquid Potassium and Potassium-oxygen Melt from Data of the Molecular-dynamics Simulation and Inelastic Neutron Scattering Experiments	1
<i>N.M. Kadjuri</i>	
Failures of reactor runaway. The elementary models and regularities	2
<i>A.Yu. Konobeyev, M. Vecchi</i>	
Calculation of Energy Release in Lead Target Irradiated with High Energy Protons with the Help of "CASCADE/INPE" Code System	2
<i>A.M. Kuzmin, V.S. Okunev, A.N. Shmelev</i>	
On Physical Characteristics of the Fast Reactors with the Na-Pb Coolant	2
<i>A.M. Kuzmin, V.S. Okunev</i>	
Research on the Characteristics of Inherent Self-Protection of the Fast Reactor with the Sodium-Lead Coolant	2
<i>V.I. Matveev, V.A. Eliseev, I.V. Malysheva</i>	
Selection of Basic Parameters and Characteristics of a Perspective Fast Power Reactor with Sodium Coolant	2
<i>V.S. Okunev</i>	
The Possible Conceptual Framework and Optimization of Safety Characteristics of the LMFRs with Different Types of Fuels and Cooled with the Na-K-Cs-alloy	2
<i>B.A. Shmatko, A.E. Rusanov</i>	
Thermodynamics and Kinetics of Interaction of Oxygen and Nickel Impurities in Lead-Bismuth Eutectic Alloy	2
<i>A.V. Danilytshev, D.G. Elistratov, I.A. Kuznetsov, V.Yu. Stogov</i>	
Role of Reactivity Coefficients at Realization Principle of the Maximal Self-Protection of Fast Reactors	3
<i>A.V. Danilytshev, V.Yu. Stogov, A.V. Tichomirov, V.A. Cherny</i>	
Influence of Calculation Accuracy of TCR Doppler Components on Substantiation of Fast Reactor Safety	3
<i>V.S. Okunev</i>	
Calculation-Optimization Investigations of Safety Characteristics of High Power Fast Reactors Cooled by Heavy Metals and their Alloys	3
<i>B.A. Shmatko, A.E. Rusanov</i>	
Influence of Impurities of Silver, Tin and Antimony on Oxidation Potential of the Lead-Bismuth Coolant	3
<i>E.V. Gaivoronskaya, S.V. Lebedeva</i>	
Analysis of a Rotor Working Equations with Electromagnetic Bearings	4
<i>M.V. Kachtcheev</i>	
The Calculational Study of the Possibility of Corium Confinement in the Catcher with the Walls Cooled by Impinging Jets	4
<i>V.S. Okunev</i>	
On Selection of Optimal Composition of the Na-K-Cs-alloy for LMFR Core Cooling	4
THERMAL PHYSICS	
<i>A.D. Efanov, V.V. Lozhkin, B.I. Kulikov, O.A. Sudnitsin, Yu.A. Bezrukov, S.N. Zaitzev</i>	
Experimental and Numerical Investigations of Mass- and Heat-Exchange Processes under the Loss Coolant Accident	1

<i>A.A. Anisin, A.K. Anisin, V.T. Buglaev</i>	
Turbulizing Influence of Smooth Cylindrical Elements on Intensification of Heat-Exchange of Symmetric Passage Pipe Bundles	1
<i>E.F. Avdeev, V.V. Bolshunova</i>	
Diagnostics of Distance up to the Point of Rupture of the Pipe Line Using the Change of Hydraulic Characteristics	1
<i>V.I. Melnikov, V.V. Kontelev, V.V. Ivanov, X.-M. Prasser, V. Zippe</i>	
Ultrasound Waveguide Multipoint System of Visualisation of Two-phase Coolant	1
<i>M.N. Arnoldov, V.N. Bogomolov, O.G. Grigoriev, V.N. Zamiuskiy</i>	
Effect of « Hanging » of Liquid Sodium and Its Influence on Operation of Heat Exchangers of an Evaporative - Condensation Type	1
<i>G.N. Vlasichev, G.B. Usynin</i>	
Calculation Model of Long-Term Axial Advanced of Heat-generating Mass under LMFR Accident with Fuel Assemblies Melting	1
<i>E.F. Avdeev, V.V. Bol'shunova, A.V. Vinogradov</i>	
Determination of Consumption Using Maximal Velocity and Pressure Overfall	2
<i>G.N. Vlasichev</i>	
Model of Melten Fuel Relocation and Solidification in Undercore Channels During Fast Reactor Severe Accident	2
<i>V.T. Buglaev, A.K. Anisin, A.A. Anisin</i>	
Efficiency of Heat-Exchange of Transversally Streamlined Pipe Bundles with Different Schemes of Surface Element Location	3
<i>K.N. Proskuryakov</i>	
Simulation of Parametric Oscillations in a Cooling System of Nuclear Reactors	3
<i>A.I. Trofimov, I.A. Chusov, M.A. Trofimov, I.A. Shevtsov, S.P. Pashkov, V.V. Maksimovskiy, A.Ja. Ustujanin</i>	
Experimental Research of Temperature Fields on Inner Surface of Technological Channel of the RBMK-Reactor by Thermoscanning Method	3
<i>G.N. Vlasichev</i>	
The Calculation Analysis of Experiments on Destruction of Electroheated Fuel Element Simulators	4
FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT	
<i>A.V. Petrov, S.G. Usynina, V.A. Chirkov</i>	
Burning of Plutonium in System of VVER and BN Reactors with Its Recycling	2
<i>A.E. Sintsov, V.A. Apse, A.N. Shmelev, M. Saito, V.A. Artisiyk</i>	
Transmutation of Fission-Fragment Palladium in Blanket of Fusion Facility with Resonance Neutron Spectrum	3
<i>G.L. Khorasanov, A.I. Blokhin, V.V. Sinitza</i>	
Incineration of Transuranics in Hard Neutron Spectrum	3
<i>A.N. Shmelev</i>	
On Significance of Principle of Radiation Equivalence between Mined Uranium and Radiowastes Buried	3
<i>Yu.A. Kazansky, D.A. Klinov</i>	
Efficiency of Fission Products Transmutation	4
<i>A.Yu. Konobeyev, Yu.V. Konobeev, Yu.A. Korovin</i>	
Application of NRT-formula for Calculation of Displacement Cross-sections for Materials Irradiated by Nucleons of Intermediate and High Energy	4

I.V. Shamanin, A.A. Ukhov, H.-J. Ruetten, K. Haas, W. Sherer
Results of the Simulation of Parameters of the Fuel Cycle for the WWER-1000 Reactor
with (m%Th²³², n%U²³⁵, k%Pu²³⁹)O₂ Fuel Compositions4

DECOMMISSIONING OF NPPS

G.S. Kotikov
Decommissioning of the First NPP4

APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND MEANS

A.S. Apyan, R.A. Roziyev
Application of ¹³¹I for Treatment of Toxic Goiter2

G.A. Petrova, V.M. Petriev, V.G. Skvortsov
Short-lived Radionuclides in Experimental Nuclear Medicine and Biological Studies4

V.M. Petriev, E.G. Ganzha, T.P. Ryzhikova
Obtaining of Albumin Microspheres Containing Stable Rhenium for Modelling
of Radioactive and Nonradioactive Aerosols4

FROM THE HISTORY OF NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING

A.G. Karabash
Refraction of Detonation Waves and Increase of Directional Effect of Explosion
by Application of Collecting Lenses of Explosive Substances1

II. АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

Авдеев Е.Ф.	1, 2	Козиев И.Н.	2
Андреев В.А.	3	Конобеев А.Ю.	2, 4
Анисин А.А.	1, 3	Конобеев Ю.В.	4
Анисин А.К.	1, 3	Контелев В.В.	1
Анохин А.Н.	2, 3	Коровин Ю.А.	4
Антонов А.В.	2	Котиков Г.С.	4
Апсэ В.А.	3	Кочнов О.Ю.	2
Апян А.С.	2	Кошелев Ф.П.	1
Арнольдов М.Н.	1	Кричко А.А.	3
Артисюк В.В.	3	Кузин В.В.	1
Безруков Ю.А.	1	Кузнецов И.А.	3
Блохин А.И.	3	Кузьмин А.М.	2
Богомоллов В.Н.	1	Куликов Б.И.	1
Бойко В.И.	1	Лагерев А.В.	2
Большунова В.В.	1, 2	Лебедева С.В.	4
Бугаев А.А.	3	Ложкин В.В.	1
Буглаев В.Т.	1, 3	Максимовский В.В.	3
Векки М.	2	Маленков А.В.	3
Виноградов А.В.	2	Малолетнев А.С.	3
Власичев Г.Н.	1, 2, 4	Малышева И.В.	2
Волков Ю.В.	2	Матвеев В.И.	2
Гайворонская Е.В.	4	Мельников В.И.	1
Галкин В.А.	1	Мешалкин Д.В.	2
Ганжа Е.Г.	4	Мещеряков В.Н.	1
Герасимов А.С.	1	Минин С.И.	4
Григорьев О.Г.	1	Новиков А.Г.	1
Грошев А.И.	3	Окунев В.С.	2, 3, 4
Гулина О.М.	3	Пашков С.П.	3
Данилычев А.В.	3	Перегида А.И.	3
Демидова Т.Д.	3	Переславцев П.Э.	2
Дергачев К.В.	2	Петриев В.М.	4
Елисеев В.А.	2	Петров А.В.	2
Елистратов Д.Г.	3	Петрова Г.А.	4
Ефанов А.Д.	1	Петрунин В.В.	1
Забудько М.А.	1	Пляскин А.В.	2
Заезжев М.В.	1	Поплавский В.М.	3
Зайцев С.Н.	1	Прассер Х.-М.	1
Заманов В.В.	3	Проскуряков К.Н.	3
Замиусский В.Н.	1	Проходцев А.Ю.	1
Зильпер А.А.	4	Пучков Л.В.	3
Зродников А.В.	3	Розиев Р.А.	2
Иванов В.В.	1	Русанов А.Е.	2, 3
Каджури Н.М.	2	Рыжикова Т.П.	4
Каекин В.С.	2	Рюттен Г.-И.	4
Казанский Ю.А.	4	Савостин В.В.	1
Карабаш А.Г.	1	Саито М.	3
Кашеев М.В.	4	Сальников Н.Л.	1
Киндинова С.М.	3	Сахраи Д.	2
Киселев Г.В.	1	Селиверстов В.В.	1
Клинов Д.А.		Семенов В.К.	2

Сидоров Г.И.	3	Хаас К.	4
Синица В.В.	3	Хорасанов Г.Л.	3
Синцов А.Е.	3	Циппе В.	1
Скворцов В.Г.	4	Черный В.А.	3
Соборова И.А.	3	Чирков В.А.	2
Старизный Е.С.	2	Чусов И.А.	3
Стогов В.Ю.	3	Шаманин И.В.	4
Судницын О.А.	1	Шведов О.В.	1
Тихомиров А.В.	3	Шевцов И.А.	3
Трофимов А.И.	3, 4	Шерер В.	4
Трофимов М.А.	3, 4	Шидловский В.В.	1
Устюжанин А.Я.	3	Шимкевич А.Л.	1
Усынин Г.Б.	1	Шимкевич И.Ю.	1
Усынина С.Г.	2	Шматко Б.А.	2, 3
Ухов А.А.	4	Шмелев А.Н.	2, 3

II. AUTHOR INDEX

Andreev V.A.	3	Koziev I.N.	2
Anisin A.A.	1, 3	Kritchko A.A.	3
Anisin A.K.	1, 3	Kulikov B.I.	1
Anokhin A.N.	2, 3	Kuzin V.V.	1
Antonov A.V.	2	Kuzmin A.M.	2
Apse V.A.	3	Kuznetsov I.A.	3
Apyan A.S.	2	Lagerev A.V.	2
Arnoldov M.N.	1	Lebedeva S.V.	4
Artisiyk V.A.	3	Lozhkin V.V.	1
Avdeev E.F.	1, 2	Maksimovskiy V.V.	3
Bezrukov Yu.A.	1	Malenkov A.V.	3
Blokhin A.I.	3	Maloletnev A.S.	3
Bogomolov V.N.	1	Malysheva I.V.	2
Boiko V.I.	1	Matveev V.I.	2
Bol'shunova V.V.	1, 2	Melnikov V.I.	1
Bugaev A.A.	3	Mescheryakov V.N.	1
Buglaev V.T.	1, 3	Meshalkin D.V.	2
Cherny V.A.	3	Minin S.I.	4
Chirkov V.A.	2	Novikov A.G.	1
Chusov I.A.	3	Okunev V.S.	2, 3, 4
Danilytshev A.V.	3	Pashkov S.P.	3
Demidova T.D.	3	Pereguda A.I.	3
Dergachev K.V.	2	Pereslavl'tzev P.E.	2
Efanov A.D.	1	Petriev V.M.	4
Eliseev V.A.	2	Petrov A.V.	2
Elistratov D.G.	3	Petrova G.A.	4
Gaivoronskaya E.V.	4	Petrinin V.V.	1
Galkin V.A.	1	Plyaskin A.V.	2
Ganzha E.G.	4	Poplavskiy V.M.	3
Gerasimov A.S.	1	Prasser X.-M.	1
Grigoriev O.G.	1	Prohodtsev A.Yu.	1
Groshev A.I.	3	Proskuryakov K.N.	3
Gulina O.M.	3	Puchkov L.V.	3
Haas K.	4	Roziev R.A.	2
Ivanov V.V.	1	Ruetten H.-J.	4
Kachtcheev M.V.	4	Rusanov A.E.	2, 3
Kadjuri N.M.	2	Ryzhikova T.P.	4
Karabash A.G.	1	Saito M.	3
Kayokin V.S.	2	Sakhrai D.	2
Kazansky Yu.A.	4	Sal'nikov N.L.	1
Khorasanov G.L.	3	Savostin V.V.	1
Kindinova S.M.	3	Seliverstov V.V.	1
Kiselev G.V.	1	Semyenov V.K.	2
Klinov D.A.	4	Shamanin I.V.	4
Kochnov O.Yu.	2	Sherer W.	4
Konobeev Yu.V.	4	Shevtsov I.A.	3
Konobeyev A.Yu.	2, 4	Shidlovsky V.V.	1
Kontelev V.V.	1	Shimkevich A.L.	1
Korovin Yu.A.	4	Shimkevich I.Yu.	1
Koshelev F.P.	1	Shmatko B.A.	2, 3
Kotikov G.S.	4	Shmelev A.N.	2, 3

Shvedov O.V.	1	Usynin G.B.	1
Sidorov G.I.	3	Usynina S.G.	2
Sinitsa V.V.	3	Vecchi M.	2
Sintsov A.E.	3	Vinogradov A.V.	2
Skvortsov V.G.	4	Vlasichev G.N.	1, 2, 4
Soborova I.A.	3	Volkov Yu.V.	2
Stariznyi E.S.	2	Zaboudko M.A.	1
Stogov V.Yu.	3	Zaezjev M.V.	1
Sudnitsin O.A.	1	Zaitzev S.N.	1
Tichomirov A.V.	3	Zamanov V.V.	3
Trofimov A.I.	3, 4	Zamiusskiy V.N.	1
Trofimov M.A.	3, 4	Zilper A.A.	4
Ukhov A.A.	4	Zippe V.	1
Ustujanin A.Ja.	3	Zrodnikov A.V.	3