

СОДЕРЖАНИЕ

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ	<p>А.Н. Анохин, Е.Н. Алонцева Анализ влияния компоновки приборов на БЩУ АЭС на эффективность восприятия информации.....3</p> <p>О.Ю. Кочнов, Ю.В. Волков Анализ данных по срабатываниям АЗ реактора ВВР-ц.....12</p>
СНЯТИЕ АЭС С ЭКСПЛУАТАЦИИ	<p>С.А. Немытов, В.К. Зимин Выход энергоблоков АЭС из эксплуатации: концепция; состояние с выполнением работ.....21</p>
ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ	<p>В.А. Дулин Об определении эффективного коэффициента размножения нейтронов методами импульсного статистического источника.....28</p> <p>В.М. Троянов, Ю.И. Лихачев, В.И. Фоломеев Общая постановка исследований термомеханического поведения активной зоны ВВЭР-1000.....33</p> <p>В.М.Троянов, Ю.И.Лихачев, В.И.Фоломеев Метод расчета продольно-поперечного изгиба бесчехловой ТВС ВВЭР-1000 при эксплуатационных нагрузках.....44</p> <p>А.В. Гулевич, А.В. Зродников, Е.А. Иванов, О.Ф. Кухарчук, Д.В. Евтодиев Применение ядерных фотонных ракет для исследования дальнего космоса.....54</p>
ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ	<p>Р.А. Паркин, М.Ф. Каневский, Е.А. Савельева, И.А. Пичугина, Б.И. Яцало Оценка загрязнения территории Брянской области радионуклидами и ^{90}Sr с использованием нейронных сетей.....63</p> <p>Е.С. Фесенко, Б.И. Сынзыныг Экологический риск. Сообщение 1. Основные агенты риска в агрофере при техногенном загрязнении окружающей среды.....70</p>
ТЕПЛОФИЗИКА	<p>Г.Н. Власичев, Г.Б. Усынин Численное моделирование расплавления твэла с учетом перемещения расплавленной оболочки в активной зоне реактора БН при запроектной аварии.....81</p>
ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ	<p>Ю.В. Волков, О.Б. Дугинов Марковская цепь с доходами для выбора наиболее значимых осколков деления. Общая модель.....90</p> <p>С.С. Кречетов, В.С. Внуков Нормативные параметры ядерной безопасности при обращении с отходами, содержащими плутоний и низкообогащенный уран.....98</p> <p>Т.О. Мишевец, Н.Г. Богданович, О.В. Старков, Э.Е. Коновалов, Д.Л. Тютюнников, В.П. Емельянов, В.В. Молчанов Экспериментальное исследование возможности обезвреживания концентрированных жидких радиоактивных отходов от ^{137}Cs сорбционным методом с последующей иммобилизацией сорбента в геоцементный камень.....103</p>
МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА	<p>В.К. Милинчук, Э.Р. Клишпонт, И.П. Шелухов, Т.Н. Смирнова Деградация полимерных материалов на орбитальной космической станции "МИР"108</p>

CONTENTS

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP	<p>A.N. Anokhin, E.N. Alontseva Analysis of Influence of Layout of NPP Control Room Displays on Efficiency of Information Perception.....3</p> <p>O.Y. Kochnov, Y.V. Volkov Date Accidents Analysis of WWR-c Reactor.....12</p>
DECOMMISSIONING OF NPP	<p>S.A. Nemytov, V.K. Zimin Decommissioning of NPP Units: Conception; State of Execution.....21</p>
REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY	<p>V.A. Doulin On the Problem of the Effective Multiplication Factor dTermination Using Statistical Pulse Methods.....28</p> <p>V.M. Troyanov, Y.U. Likhachev, V.I. Folomeev General Study Statement on Thermomechanical Behaviour of the WWR-1000 Reactor Core.....33</p> <p>V.M. Troyanov, Y.U. Likhachev, V.I. Folomeev Calculation Method on the Longitudinal and Transversal Bowing of WWR-1000 Core Subassemblies under Operation.....44</p> <p>A.V. Gulevich, A.V. Zrodnikov, Eu.A. Ivanov, O.F. Kukharchuk, D.V. Evtodiev Application of Nuclear Photon Engines for Deep- space Exploration.....54</p>
ENVIROMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING	<p>R. Parkin, M. Kanevsky, E. Saveleva, I. Pichugina, B. Yatsalo Implementation of Neural Networks for Assessment of Surface Density Contamination with ⁹⁰Sr (For Territory of Bryansk Region as an Example).....63</p> <p>E.S. Fesenko, B.I. Synzynyns Ecological Risk. 1. The Origin of Risk in Agrosphere and Natural Ecosystems under Pollution of the Environment.....70</p>
THERMAL PHYSICS	<p>G.N. Vlasichev, G.B. Usinin Numerical Modelling of Pin Meltdown in View of Molten Cladding Relocation in BN Reactor Core under beyond Design Accident.....81</p>
FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT	<p>Yu.V. Volkov, O.B. Duginov Markov Chain with Rewards for Selection Most Significant Fission Products. General model.....90</p> <p>S.S. Krechetov, V.S. Vnukov Norms of Criticality Safety at Handling with Wastes, Containing Plutonium and Uranium of Low Enrichment98</p> <p>T.O. Mishevets, N.G. Bogdanovich, O.V. Starkov, E.E. Kononov, D.L. Tyutyunnikov, V.P. Emelyanov, V.V. Molchanov Experimental Investigation of Possibility of Concentrated Liquid Radwaste Disposal of ¹³⁷Cs by Sorption Method with Following Immobilization of Sorbents into Geocement rock.....103</p>
MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING	<p>V.K. Milinchuk, E.R. Klinshpont. I.P. Shelukhov. T.N. Smirnova Degradation of polymeric materials on the «MIR» orbital cosmic station.....108</p>

АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ КОМПОНОВКИ ПРИБОРОВ НА БЦУ АЭС НА ЭФФЕКТИВНОСТЬ ВОСПРИЯТИЯ ИНФОРМАЦИИ

А.Н. Анохин, Е.Н. Алонцева

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



Целью настоящей работы является экспериментальный сравнительный анализ времени и безошибочности восприятия приборов, сконструированных различными способами. Исследовались упорядоченная по форме приборов, упорядоченная по функциональному назначению приборов, неупорядоченная, выделенная и последовательная (раздробленная на небольшие порции) компоновки. В экспериментах участвовали 135 студентов и аспирантов ИАТЭ. Получены следующие основные выводы. Последовательная компоновка повышает надежность и увеличивает время восприятия. Графическое выделение приборов позволяет почти на треть сократить время восприятия по сравнению с невыделенной компоновкой. Неупорядоченная компоновка чревата высокой вероятностью ошибки. Функциональная организация информации неэффективна в условиях отсутствия предметных знаний. Горизонтальный принцип компоновки более предпочтителен, чем вертикальный. В процессе восприятия испытуемый считывает около половины всей информации при упорядоченной компоновке и более 70% – при неупорядоченной.

Эффективное представление информации на щитах управления сложными технологическими объектами является классической задачей, решаемой специалистами по эргономике при проектировании человеко-машинного интерфейса. При решении этой задачи исследуются два аспекта: *семантический*, направленный на создание посредством щита управления информационной модели, адекватной реальному объекту, и *синтаксический*, направленный на придание этой модели внешнего вида, удобного для быстрого и безошибочного восприятия информации человеком-оператором. К *синтаксическим* аспектам представления информации обычно относятся два: кодирование информации и компоновка средств отображения информации (СОИ). Рассмотрим их более подробно.

Способы и параметры кодирования информации исторически одними из первых составили предмет исследования отечественных и зарубежных эргономистов (в основном, в военной технике). Еще в 60-80-е гг. были опубликованы [1, 2] справочные данные, содержащие эргономические требования к таким параметрам кодирования информации как модальность сигнала, длина алфавита, форма знака и др. Примерно в то же время были разработаны требования к СОИ, например, к угловым размерам, форме, ориентации и типу шкалы и др.

В меньшей степени решались вопросы компоновки СОИ, составляющие междисциплинарную область – на стыке эргономики и художественного конструирования. Эргономистами и специалистами в области дизайна создана теория композиции в технике, составными элементами которой являются средства и свойства (характеристики) композиции [1, 3], требования к форме и размеру рабочего пространства оператора [1, 4]. В то же время в эргономической литературе практически отсутствуют данные о сравнительной оценке и качестве тех или иных композиционных решений. Одним из немногочисленных критериев качества таких решений, упоминаемым в литературе, является соответствие размещения СОИ порядку обращения к ним оператора.

Сегодня проблемы компоновки СОИ остро проявляются в ряде областей операторской деятельности. Исследования деятельности операторов блочного (БЩУ) и других щитов управления АЭС [5] показали в частности, что недостатки компоновки СОИ на БЩУ и компьютерных мониторах способны усугубить нештатную ситуацию и даже спровоцировать стрессовые состояния операторов.

Эргономический анализ БЩУ АЭС, как правило, выявляет следующие недостатки компоновки СОИ: приборы не упорядочены по форме и содержанию, важные приборы не выделены, часть информации предъясняется последовательно (проблема «замочной скважины»). Эти и другие недостатки компоновки составляют предмет настоящего исследования, целью которого является экспериментальная сравнительная оценка эффективности восприятия оператором информации при различных компоновочных решениях.

МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТА

Исследованию подлежали СОИ, типичные для БЩУ АЭС, а именно:

- 1) стрелочные приборы с круговой и секторной (дуговой) шкалами;
- 2) приборы с вертикальной и горизонтальной линейными шкалами со статическим или динамическим указателем (узкопрофильные приборы со световым «зайчиком»);
- 3) табло технологической сигнализации;
- 4) одноканальные самописцы с линейной шкалой и подвижной лентой;
- 5) приборы с цифровой индикацией.

Цель эксперимента состояла в определении и сравнительном анализе *скорости и безошибочности восприятия* визуальных фрагментов, воспроизводящих перечисленные выше СОИ в различной компоновке. Были сконструированы следующие фрагменты:

1) фрагмент (**«упорядоченный по форме»**), содержащий 26 композиционно упорядоченных по типу и по форме СОИ, большинство из которых выстроены горизонтально (рис. 1,а);

2) фрагмент (**«упорядоченный структурно»**), содержащий 28 СОИ, упорядоченных по типу, форме и структурному принципу (рис. 1,б) (упорядочение по типу и форме состоит в расположении на одной горизонтали однородных по типу и форме СОИ; упорядочение по структурному принципу предполагает разделение БЩУ на вертикальные панели, каждая из которых предназначена для отображения состояния определенного оборудования или технологической системы – именно такая компоновка применяется на существующих БЩУ [6,7]);

3) фрагмент (**«неупорядоченный»**), содержащий 24 хаотически «разбросанных» СОИ (рис. 1,в);

4) фрагмент (**«выделенный»**), содержащий 25 хаотически «разбросанных» СОИ, четыре из которых – нужные – выделены (обведены ярко красным контуром) (рис. 1,г).

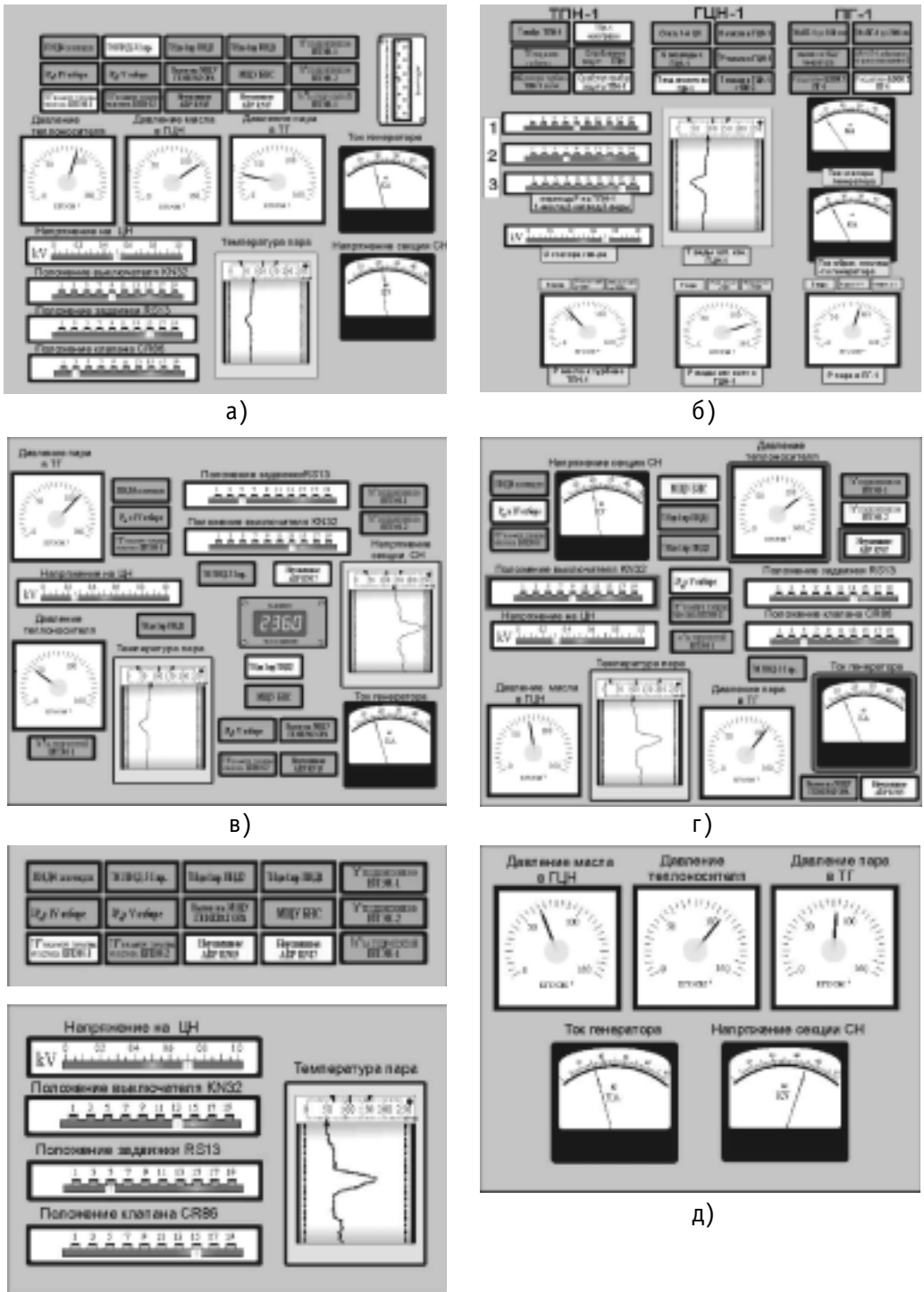


Рис. 1. Фрагменты, воспроизводящие различные принципы компоновки СОИ: а – упорядоченный по форме, б – упорядоченный структурно, в – неупорядоченный, г – выделенный, д – последовательный

5) фрагмент («последовательный»), состоящий из трех, последовательно предъявляемых частей, каждая из которых содержит СОИ только одного типа; этот фрагмент максимально облегчает восприятие информации, но при этом имитирует эффект «замочной скважины» (рис. 1,д);

Общая схема экспериментов состояла в следующем. Испытуемому последовательно предъявлялась серия фрагментов, в каждом из которых необходимо было отыскать четыре прибора (одни и те же для всех фрагментов – два стрелочных, один узкопрофильный и одно сигнализационное табло) и зарегистрировать их показания. Если эти показания укладывались в определенные, известные испытуемому, рамки (т.е. имела место некоторая «технологическая ситуация»), то с помощью манипулятора «мышь» нажималась кнопка «Да»; в противном случае – кнопка «Нет». Для каждого фрагмента, *содержащего искомую ситуацию*, регистрировалось время реакции испытуемого и правильность распознавания ситуации. Все эксперименты проводились с ориентацией испытуемых на *быстродействие*. Всего были сформированы три различных по длине и содержанию типа серий, в каждую из которых случайным образом вставлялись фрагменты, обеспечивающие *привыкание* испытуемого к эксперименту, а также фрагменты, в которых идентифицируемая ситуация отсутствует.

Фрагменты предъявлялись на экране компьютерного монитора размером 15 дюймов в режиме разрешения 600×800 точек. В таком режиме отображения угловые размеры предъявляемых СОИ составляли 1,5° и выше, что согласуется с инженерно-психологическими нормами эффективного восприятия [1].

Для автоматизации проведения экспериментов и регистрации характеристик восприятия информации были созданы презентации в среде Microsoft® PowerPoint97. Презентации обеспечивали иницируемое пользователем последовательное предъявление объяснительной информации, фрагментов, эмуляцию нажимаемых пользователем кнопок и запись в текстовый файл времени реакции и правильности распознавания ситуации. Регистрация данных и их запись в файл осуществляется с помощью макросов, написанных на языке Visual Basic. Наряду с предъявляемой на экране информацией перед испытуемым постоянно лежала бумажная карточка, на которой были изображены искомые для определения ситуации СОИ и текстовое описание заданных уставок.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТА

На рис. 2 приведены гистограммы распределения времени реакции испытуемых на предъявление фрагментов; в табл. 1 – основные статистические моменты экспериментальных данных после исключения явных выбросов.

Экспериментальное исследование проводилось в течение двух месяцев. В качестве испытуемых выступали студенты 3-5 курсов технических (220200 – Автоматизированные системы обработки информации и управления (АСОИУ), 071900 – Информационные системы в ядерной энергетике) и психологической (020400 – Психология) специальностей Обнинского института атомной энергетике, а также аспиранты и преподаватели кафедры автоматизированных систем управления. Общее число участников экспериментов составило 135 человек.

АНАЛИЗ ДОСТОВЕРНОСТИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ

Для *оценки достоверности* полученные результаты экспериментов были соотнесены с опубликованными справочными данными. В табл. 2 представлены исходные данные для определения расчетного времени реакции на основании данных, опубликованных в [2,8]. Минимальное и максимальное время реакции испытуемого (T) на предъявление одного фрагмента определяется следующим образом:

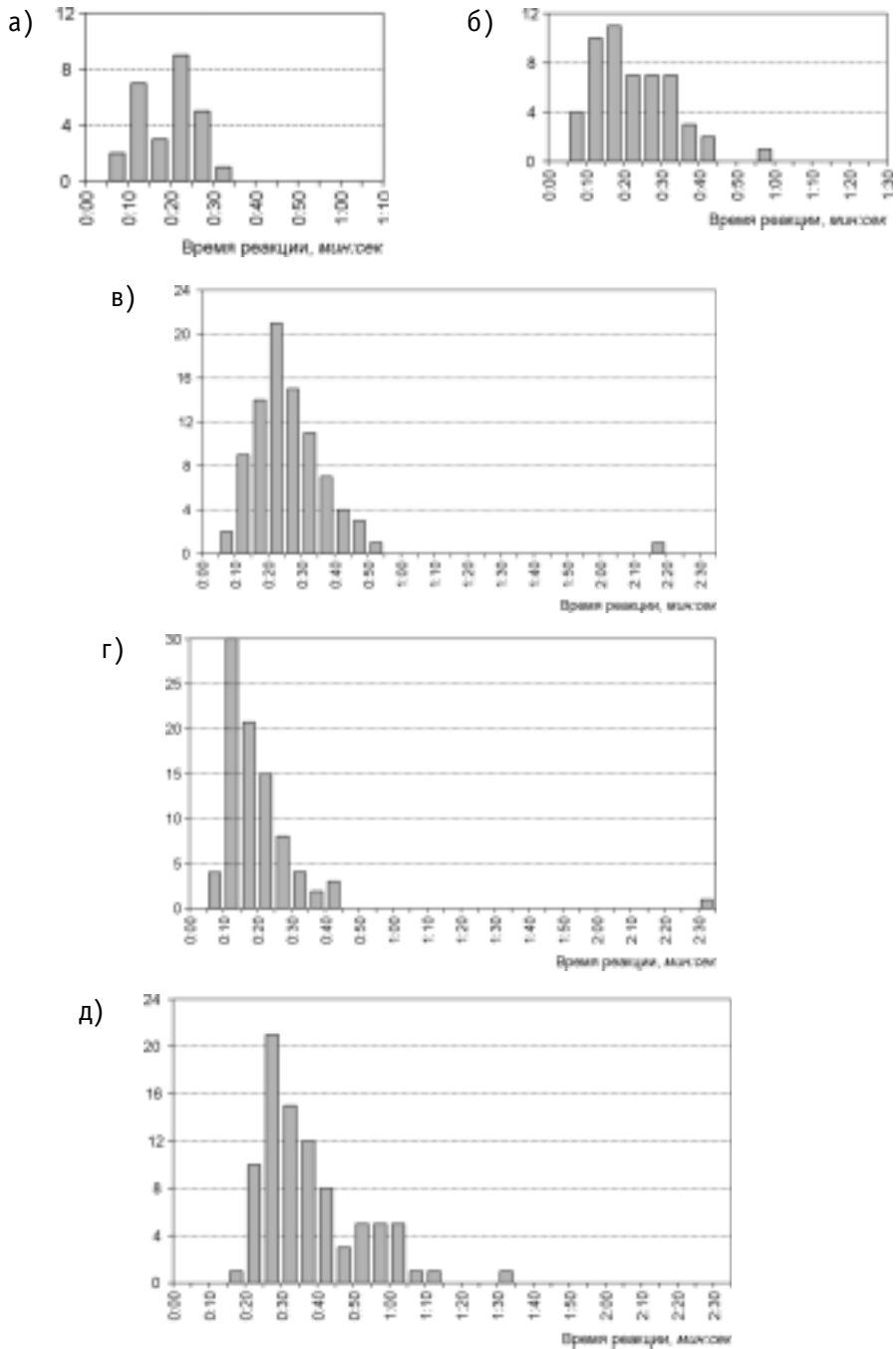


Рис. 2. Гистограммы времени реакции испытуемого на фрагменты: а – упорядоченный по форме, б – упорядоченный структурно, в – неупорядоченный, г – выделенный, д – последовательный

$$T_{\min} = \sum_{i=1}^k m_i t_{i\min}, \quad T_{\max} = \sum_{i=1}^k m_i t_{i\max},$$

где i – типовое действие испытуемого, m_i – количество действий i -го типа для одного фрагмента, $t_{i\min}$, $t_{i\max}$ – минимальное и максимальное время выполнения одного действия i -го типа (справочные данные).

Таблица 1

Статистические характеристики экспериментальных данных

Фрагмент	<i>n</i>	<i>t</i> _{ср.} , с	σ^2	<i>R</i> , с	<i>V</i> , %	α	<i>P</i>
По всем реакциям							
Упорядоченный по форме	27	19	41,1	25	33	-0,08	0,15
Упорядоченный структурно	52	22					0,31*
Неупорядоченный	87	21	95,6	44	47	0,58	0,31
Выделенный	87	14	62,3	36	56	1,21	0,14
Последовательный	88	33	185,7	72	41	1,23	0,06
Только для безошибочных реакций							
Упорядоченный по форме	23	19	33,0	25	30	-0,11	-
Упорядоченный структурно	36	22	133,2	53	52	0,93	-
Неупорядоченный	60	23	83,8	38	40	0,72	-
Выделенный	75	14,5	68,0	36	57	1,15	-
Последовательный	84	32	185,0	72	43	1,38	-

Обозначения: *n* – число испытуемых; *t*_{ср.} – среднее арифметическое времени реакции; σ^2 – дисперсия; $R = t_{\max} - t_{\min}$ – вариационный размах; $V = (\sigma/t_{ср.}) \cdot 100\%$ – коэффициент вариации; α – коэффициент асимметрии (при $\alpha > 0$ смещение влево), *P* – вероятность ошибки.
 Примечание: *) 0,19 – для группы специальности 220200 – АСОИУ; 0,39 – для группы специальности 020400 – Психология; жирным шрифтом выделены итоговые характеристики восприятия.

Общее расчетное время реакции составляет $T_{\text{общ}} = 23,6 \div 40,1$ с, причем время восприятия информации занимает от 17,5 до 19,5 с, а на восприятие одного элемента информации (всего в одном фрагменте 35 элементов информации – приборов, сигнализаторов и шильдиков) тратится в среднем около $\tau = 0,53$ с. Если из расчетов исключить восприятие информации с СОИ, не задействованных в опознании ситуации, то время реакции составит $T_{\text{ситуац.}} = 10,3 \div 25,4$ с. Это довольно хорошо согласуется со средним временем восприятия – $t_{ср.} = 14,5$ с фрагмента с выделенными приборами (рис. 1, 2) – в этом фрагменте внимание испытуемого концентрируется исключительно на нужных четырех СОИ.

Средние значения времени реакции на остальные фрагменты (см. табл. 1) также укладываются в указанные интервалы с учетом того, что испытуемый реально считывает не всю информацию, а лишь ту, которая связана с поиском и восприятием нужных ему приборов. Выполним приблизительную *оценку объема информации*, считываемой испытуемым в ходе опознания ситуации в каждом фрагменте:

Таблица 2

Исходные данные для оценки расчетного времени реакции

Тип действия, <i>i</i>	Содержание действия	Количество действий, <i>m_i</i>	Время выполнения действия, с	
			минимальное, <i>t_{i min}</i>	максимальное, <i>t_{i max}</i>
	Считывание информации			
1	с сигнализатора	15	0,3	0,3
2	со стрелочного прибора	5	1,0	1,2
3	с самописца	1	1,0	1,2
4	с прибора с линейной шкалой	4	1,0	1,2
5	Считывание названий (шильдиков)	10	0,3	0,3
6	Двигательная реакция	1	0,5	0,5
7	Принятие решения из 3-4 логических условий	1	5,5	20
8	Нажатие кнопки	1	0,1	0,1

$$m = (t_{\text{cp.}} - t^*) / \tau,$$

где t^* – время, не связанное с восприятием информации (при минимальной длительности принятия решения оно составляет 6,1 с). Предположив, что t^* – константа, определим ее значение на основании среднего времени реакции $t_{\text{cp.}} = 14,5$ с на фрагмент с выделенными приборами (рис.1,2), в ходе восприятия которого известно, что испытуемый считывает $m=8 \div 10$ элементов информации:

$$t^* = t_{\text{cp.}} - m\tau \approx 10 \text{ с.}$$

Тогда при восприятии фрагмента с неупорядоченными приборами (рис. 1, в) испытуемый считывает в среднем $m=(23-10)/0,53=25$ элементов информации (т.е. 70% информации); фрагмента с упорядоченными приборами (рис. 2, а) – $m=(19-10)/0,53=17$ (около 50%). В последовательном фрагменте на длительность восприятия влияет гораздо более значимый фактор – необходимость перелистывания страниц.

АНАЛИЗ ДИСПЕРСИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК

Рассмотрим *дисперсионные характеристики* экспериментальных данных. Во всех экспериментах наблюдалась значительная дисперсия времени реакции на предъявление первого фрагмента. Это обусловлено существенными различиями в индивидуальных способностях испытуемых к быстрой адаптации в условиях нового вида деятельности. Некоторые респонденты в начале эксперимента долго рассматривали первый фрагмент, не предпринимая никаких действий по поиску нужной информации. По мере продвижения по фрагментам во всех экспериментах дисперсия падает. Так, по мере предъявления в начале эксперимента нескольких однотипных фрагментов с упорядоченной по форме компоновкой к третьему фрагменту коэффициент вариации V падает с 70 до 33%, а коэффициент асимметрии приближается к нулю – от 1,15 до –0,08.

Это свидетельствует о том, что к третьему фрагменту испытуемые в целом адаптируются к условиям эксперимента. Их реакция начинает реально отражать эффективность компоновки фрагментов, а не индивидуальные адаптационные способности каждого человека. В целом можно утверждать, что для аналогичных по компоновке фрагментов время реакции в начале эксперимента в среднем на 30-50% больше времени реакции, установившегося в результате адаптации.

Кроме того, наблюдается всплеск дисперсии для последовательного фрагмента, предъявляемого по частям. Рост дисперсии обусловлен тем, что некоторые испытуемые не сразу понимали механизм перелистывания частей, а некоторые, пролистав все страницы, возвращались к уже просмотренным.

АНАЛИЗ ХАРАКТЕРИСТИК ЭФФЕКТИВНОСТИ ВОСПРИЯТИЯ

Проанализируем полученные *характеристики эффективности восприятия* – время и безошибочность. В результате исключения из рассмотрения ошибочных реакций наблюдается тенденция к увеличению среднего времени реакции на 0,5-1 с (см. табл. 1). Это неудивительно, т.к. для правильного опознания ситуации нужно найти, считать и проанализировать показания четырех СОИ, в то время как вывод об отсутствии ситуации может быть сделан при ошибочном сопоставлении или восприятии информации уже с первого прибора.

Наибольшее время реакции ($t=32$ с) наблюдается для последовательного фрагмента, однако при его восприятии допущено меньше всего ошибок ($P=0,06$). Скорее всего, увеличение времени обусловлено необходимостью перелистывать страницы фрагмента, а основным фактором, повлиявшим на снижение числа ошибок,

стало уменьшение числа одновременно представляемых приборов и увеличение их размера на экране.

Восприятие упорядоченных и неупорядоченных фрагментов сравнимо по времени реакции ($t=19\div 23$ с), однако существенно различается по надежности. Так, при восприятии неупорядоченного фрагмента ошибку допускал почти каждый третий испытуемый ($P=0,31$).

Непростая ситуация складывается и с восприятием структурно упорядоченного фрагмента – для него отмечено относительно высокое время реакции и низкая надежность ($P=0,31$). К этому эксперименту были впервые привлечены испытуемые нетехнической специальности (в основном, девушки), показавшие практически одинаковое с другими испытуемыми время реакции, но допустившие почти в два раза больше ошибок ($P=0,39$ по сравнению с $P=0,19$). Очевидно, что эти результаты нельзя проецировать на операторов БЩУ АЭС, т.к. структурная организация щита для них гораздо более естественна (она накладывается на устойчивое знание структуры объекта управления) и, кроме того, она выполнена в условиях несравненно большего количества СОИ (несколько сотен показывающих приборов и несколько тысяч сигнализационных табло).

Для упорядоченного по форме фрагмента необходимо отметить тенденцию к росту времени реакции на вертикально упорядоченный фрагмент по сравнению с горизонтально упорядоченным.

Особый интерес представляют характеристики восприятия выделенного фрагмента. Отметим, что выделение нужных СОИ при неупорядоченной компоновке позволяет существенно (почти на треть) сократить время восприятия (до 14,5 с) при сравнимой даже чуть меньшей, чем для упорядоченных фрагментов, частоте ошибок.

ВЫВОДЫ

В результате настоящего исследования выявлено следующее.

1. Для полной адаптации к эксперименту достаточно предъявления двух фрагментов. Время реакции испытуемого на них отличается от времени реакции после адаптации на 30-50%.

2. При поиске нужных приборов на фрагменте с упорядоченными по форме СОИ испытуемый считывает около половины всей информации, на фрагменте с неупорядоченными СОИ – более 70%.

3. Последовательное представление однородных по форме СОИ небольшими порциями позволяет существенно повысить надежность восприятия информации, однако значительно увеличивает время реакции.

4. Графическое выделение необходимых приборов позволяет почти на треть сократить время восприятия информации по сравнению с невыделенной компоновкой.

5. Неупорядоченная по форме компоновка СОИ не сильно задерживает процесс восприятия, однако чревата высокой вероятностью ошибки – ее допускает почти каждый третий испытуемый.

6. При упорядоченной по форме компоновке СОИ более эффективным является горизонтальный принцип компоновки по сравнению с вертикальным.

7. Структурная организация СОИ при малом числе приборов и отсутствии у испытуемого знаний об объекте управления неэффективна – она задерживает восприятие и несколько повышает число ошибок.

Литература

1. Справочник по инженерной психологии / Под ред. Б.Ф. Ломова. – М.: Машиностроение, 1982. – 368 с.
2. Информационно-управляющие человеко-машинные системы: Исследование, проектирование, испытания: Справочник / Под общ. ред. А.И. Губинского, В.Г. Евграфова. – М.: Машиностроение, 1993. – 528 с.
3. Сомов Ю.С. Композиция в технике. – М.: Машиностроение, 1989. – 288 с.
4. Человеческий фактор. В 6-ти тт. / Под ред. Г. Салвенди. – М.: Мир, 1991-92.
5. Анохин А.Н., Киндинова С.М., Бугаев А.А., Пучков Л.В. Исследование стрессовых ситуаций в деятельности оперативного персонала атомных станций // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – № 3. – С. 19–26.
6. Зверков В.В. Блочные щиты управления АЭС. – М.: Скрипто, 1993. – 256 с.
7. Анохин А.Н., Острейковский В.А. Вопросы эргономики в ядерной энергетике. – М.: Энергоатомиздат, 2001. – 344 с.
8. Хребтов А.А., Кобзев В.В., Губинский А.И. Разработка методики определения количественных показателей надежности оперативного персонала ядерных энергетических установок. Научно-технический отчет. – Л.: ЛП СНИО, 1989. – 81 с.

Поступила в редакцию 31.01.2002

АНАЛИЗ ДАННЫХ ПО СРАБАТЫВАНИЯМ АВАРИЙНОЙ ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА ВВР-ц

О.Ю. Кочнов*, Ю.В. Волков**

* ГИЦ РФ-Физико-химический институт им. Л.Я. Карпова, г. Обнинск

** Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



В статье представлен анализ срабатываний аварийной защиты реактора ВВР-ц (г. Обнинск) за все время работы (начиная с 1964 г.). Рассмотрены причины, их вызывающие. Сделаны выводы о необходимых мерах для улучшения безопасной эксплуатации исследовательского реактора.

ВВЕДЕНИЕ

При проектировании и строительстве новых реакторов оговаривается требование к комплексу информационной поддержки оператора [1]. Для работающего с 1964 г. реактора ВВР-ц не был предусмотрен такой комплекс, поэтому была начата работа по его созданию [2]. Создание комплекса информационной поддержки для оператора, управляющего ядерным реактором, представляется трехуровневой задачей.

1). Информатор. Выдает сообщения о параметрах реактора, отображает в графическом и цифровом виде процесс его работы.

2). Подсказчик-тренажер. Включает в себя функции предыдущего уровня и прогнозирует развитие ситуации, вырабатывая оптимальные рекомендации. Может быть одновременно использован в качестве тренажера.

3). Автоматизированная система управления. Включает в себя функции предыдущих уровней и возможность помощи СИУР в плане оценки состояния объекта эксплуатации.

В настоящее время идет работа на первом и частично на втором уровнях. Первые результаты этой работы были опубликованы в статье [2], в которой сформулирована концепция «Советчик оператора». Для обоснования разработки системы советчика оператора на ядерном исследовательском реакторе ВВР-ц необходим обзор и анализ предшествующих событий и нестандартных ситуаций за время эксплуатации реактора. Тогда более понятным будет выбор концепции модели советчика. В этой статье проведен такой анализ и даны его результаты.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

1. Рассмотрим все случаи срабатывания аварийной защиты АЗ за время эксплуатации реактора начиная от пуска (1964 г.). Классифицируем их по причинам срабатывания:

- а) ошибки или неквалифицированные действия персонала включая ошибки СИУР;
- б) неисправные приборы;
- в) провал напряжения в электросети или на подстанции, питающей реактор;

© О.Ю. Кочнов, Ю.В. Волков, 2002

г) неисправности экспериментальных устройств, функционирующих на реакторе;
 д) невыясненные случаи (вероятнее всего, отказ приборов, включенных в цепочку аварийной защиты);

2. Представим в удобном графическом виде результаты классификации аварийных заглушений.

3. Прокомментируем и раскроем причинно-следственную связь аварийных заглушений.

4. Найдем ряд аварийных заглушений, после которых мощность реактора была восстановлена высокопрофессионально и которые являются материалом для разработки системы «Советчик оператора».

5. Обобщим результаты и сделаем выводы о мерах, необходимых для уменьшения количества заглушений на реакторе ВВР-ц.

ОБЗОР АВАРИЙНЫХ СРАБАТЫВАНИЙ АЗ РЕАКТОРА ВВР-ц

Введем понятие аварийное заглушение, «не представляющее интереса». Это те ситуации, когда восстановление мощности реактора не требует серьезных усилий после установления причины срабатывания аварийной защиты, например, заглушение реактора произошло на минимально контролируемом уровне мощности реактора (МКУ). Нет ограничения по времени и поэтому в таких ситуациях оценить квалификацию персонала затруднительно. Другие случаи, когда в момент заглушения запас реактивности $P > 0.7\%$ (это примерно 30-40 ч. работы на обычных уровнях мощности), как и в предыдущем примере, запас по времени велик (больше 30 мин) и позволяет спокойно, не концентрируя все силы и квалификацию, устранить неисправность и восстановить мощность реактора. Наконец, это те случаи, когда мощность не восстанавливали по согласованию или по причинам, не относящимся к физике реактора.

Теперь сделаем краткий обзор аварийных срабатываний. За годы работы реактора (1964 – 2000 гг.) произошло всего 143 срабатывания аварийной защиты.

1. Распределение аварийных срабатываний АЗ по следующим причинам.

1. Провалы напряжения, в том числе неисправности с трансформаторами – 49 (34.0 %).

2. Ошибки персонала:

а) инженер управления (СИУР) – 10 (7.0 %);

б) инженер СУЗ, КИПиА, механики – 12 (8.4%).

3. Неисправности экспериментальных устройств или системы перегрузки – 13 (9.1%).

4. Неисправность оборудования реактора:

а) приборы – 29 (20.3%);

б) невыясненные случаи – 24 (16.8 %);

в) механическое оборудование, в том числе системы подачи воды, вентиляции – 6 (4.2%).

5. Аварийные срабатывания с последующим восстановлением мощности реактора – 89 (62.2%).

6. Аварийные срабатывания с пропажей продукции «МАК» (радиофармпрепараты) с 27.03.79 г. – 17 из 43 (39.5%). Однократная пропажа продукции «МАК» в среднем оценивается примерно от 5-15 тыс. долл. (зависит от загруженности канала).

7. Аварийные срабатывания с нажатием КАЗ (кнопки аварийной защиты) – 15 (10.5%).

8. Аварийные ситуации «не представляющие интереса» – 65 (46.1%);

2. Алгоритм обработки данных эксплуатации по числу срабатываний:

- а) проверка данных эксплуатации по числу срабатываний на соответствие пуассоновскому распределению [3];
- б) подбор полинома первой степени под временную зависимость;
- в) анализ отклонений данных эксплуатации по числу срабатываний от подобранной детерминированной зависимости (с использованием критериев тренда, серий [4]);
- г) проверка отклонений данных эксплуатации по числу срабатываний от подобранного полинома на соответствие нормальному распределению[3];
- д) повышение степени полинома (если это необходимо) до тех пор, пока отклонения данных эксплуатации по числу срабатываний от полинома не станут близки к нормальному распределению.

3. Обработка данных эксплуатации по числу срабатываний

Распределение аварийных срабатываний по годам представлено на рис. 1. Из него видно, что количество срабатываний уменьшалось все время (вплоть до начала 90-х годов). Это благодаря переоснащению, постановке более надежного оборудования, увеличению опыта и квалификации обслуживающего персонала. Начиная с 1990 г. количество аварийных срабатываний стало возрастать. Если за предыдущие пять лет с 1985 по 1990 гг. – 8 случаев, то с 1990 по 1995 гг. – 27 случаев, причем 44% - это срабатывания АЗ от провалов напряжения, 37% срабатываний АЗ произошло из-за неисправных приборов, отработавших свой ресурс и поэтому технически устаревших.

Прежде чем рассматривать отдельно виды срабатываний, составим матрицу взаимных влияний (частный случай матрицы общих влияний) аварийных сигналов и возможных причин (см. табл. 1). Матрица представляет собой таблицу, где строками являются аварийные сигналы реактора, а столбцами - возможные причины, их вызывающие. На месте пересечения сигнала и причины ставится один из трех символов (сильное, среднее, слабое влияния): если предпосылкой аварийного сигнала является данное событие, то классифицируем как сильное влияние: если аварийный сигнал может быть вызван данным событием, то классифицируем как среднее влияние: если на аварийный сигнал событие скорее всего не может повлиять, то классифицируем как слабое влияние. Проанализируем ее и рассмотрим в приоритетном порядке связи событий и аварийных сигналов.

Из матрицы видно, что наибольшее количество влияний (более половины сильных и средних) на аварийные сигналы имеют четыре события: ошибки персонала, провалы напряжения, приборы, невыясненные случаи.

Рассмотрим срабатывания из-за ошибок персонала (рис. 2). В начале работы реактора количество ошибок было велико, что связано с недостатком опыта работы обслуживающего персонала на исследовательском реакторе. С накоплением опыта

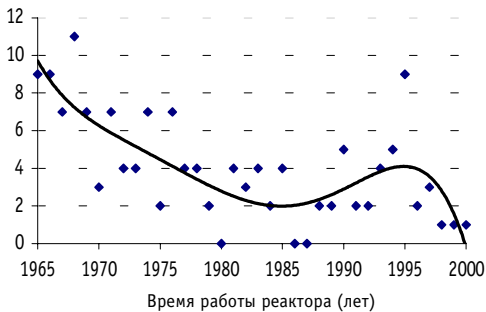


Рис.1. Общее количество заглушений

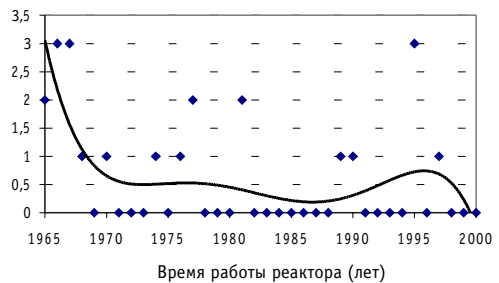


Рис.2. Заглушения из-за ошибок персонала

Таблица 1

Матрица взаимных влияний

Причины срабатываний АЗ Аварийные сигналы	Ошибки персонала	Приборы	Невыясненные случаи	Провалы напряжения	Экспериментальные устройства	Оборудование реактора	Время года	Природные явления (грозы)	Работа здания по переработке жидких РАО	Время суток с 8 ⁰⁰ до 20 ⁰⁰	Время суток с 20 ⁰⁰ до 8 ⁰⁰
Уровень реактора (ДСР)	*	**	*	*	0	**	0	0	0	0	0
Уровень реактора (МЭД ¹)	**	**	*	*	0	**	0	0	0	0	0
Мощность 120 % Период <10 сек Неисправность электронной аппаратуры	*	**	**	**	0	0	0	*	0	0	0
Расход I контура	*	**	*	**	0	*	0	0	0	0	0
Давление I контура	*	**	*	**	0	*	0	0	0	0	0
Расход II контура	**	**	*	**	0	*	*	0	*	*	0
Давление II контура	**	**	*	**	0	*	*	0	*	*	0
Температура на входе в реактор	**	**	*	*	0	0	*	0	0	0	0
ΔТ между входом и выходом воды в реактор	*	**	*	*	0	0	0	0	0	0	0
Отключение ГЦН	0	0	0	**	0	*	0	*	0	0	0
Погружение АР на 100%	**	0	0	0	*	0	0	0	0	0	*
Нет напряжения 110 В	*	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Расход воды через экспериментальный канал	*	*	0	**	**	0	0	0	0	0	0

Примечание ** - сильное влияние, * - среднее влияние, 0 - слабое влияние, ¹ - ДСР, МЭД - типы первичных приборов измерения давления

эксплуатации персонал понял специфику, изучил режимы работы реактора, что и привело к снижению числа срабатываний из-за ошибок в управлении. С 1992 г. обслуживающий персонал начинает обновляться. Это привело к возрастанию числа ошибок. Ошибки, в основном, были из-за невнимательности СИУР, инженера СУЗ, КИПиА, механиков (что-то забыли включить, проверить). Типичные ошибки были нескольких категорий (за время работы реактора было совершено 22 ошибки).

а) невнимательность СИУР, из-за которой произошло погружение АР на 100% - 3 (13.6%);

б) небрежность СИУР при регулировке расхода по группам теплообменников по второму контуру - 3 (13.6%);

в) ошибки механиков при подаче части воды второго контура на здание спецводоочистки, в результате которых попадал воздух на всас ЦН второго контура - 3 (13.6%).

Аварийные срабатывания по невыясненным причинам (рис. 3а). Видно, что с 1980 г. число срабатываний уменьшилось до нуля. В это время была произведена замена устаревших приборов аварийной защиты на новые. Если причина неизвестна, то подозрение всегда падает на приборы, т.к. в любом другом случае она бы в последствии проявилась. Если неисправность не проявилась, значит прибор выдал

ложный аварийный сигнал без предупредительной и аварийной сигнализации. Получается, что с заменой приборов на более совершенные исчезли срабатывания по невыясненным причинам. Это дает основание предположить, что в невыясненных случаях «виноваты» приборы. Таким образом, целесообразнее рассматривать срабатывания по невыясненным причинам вместе со срабатываниями из-за неисправных приборов.

Аварийные срабатывания из-за неисправных приборов (рис. 3б). Рассмотрим суммарное количество аварийных срабатываний (рис. 3). Число срабатываний после 1978 г. уменьшилось. Это произошло из-за того, что в 1978-1979 гг. произошла замена некоторых технически и морально устаревших приборов, контролирующих мощность реактора и включенных в аварийную защиту реактора, на более надежные приборы нового поколения (ЗПТ², ЗМТ³). Наступила стабилизация (одно срабатывание в год). В 90-х гг. срабатывания от приборов стали возрастать, причем это были срабатывания от других приборов, которые не менялись 30 лет и морально и физически устарели. Зависимость хорошо коррелирует с корытообразной зависимостью интенсивности отказов устройств от времени работы [5], [6].

Можно сделать вывод, что если появляются более совершенные приборы (например, КСП⁴ 1977 г.), необходимо сразу обновлять приборный парк. Если этого не сделать, то наступит время старения приборов предыдущего поколения, и, как следствие, возрастет количество отказов, а за ними и аварийных срабатываний.

Рассмотрим срабатывания от провалов напряжения электросети и другие случаи, связанные с силовой электрической частью оборудования реактора (рис. 4). Реактор ВВР-ц не относится к особой группе потребителей. Хотя срабатывания от провалов напряжения были всегда, за последние годы их число возросло. Возможное объяснение - в старении оборудования подстанции или снижении квалификации персонала подстанции или общей ситуации в энергетике страны.

Рассмотрим срабатывания от неисправности экспериментального оборудования и систем перегрузки (рис. 5). На графике видно увеличение срабатываний - в то время

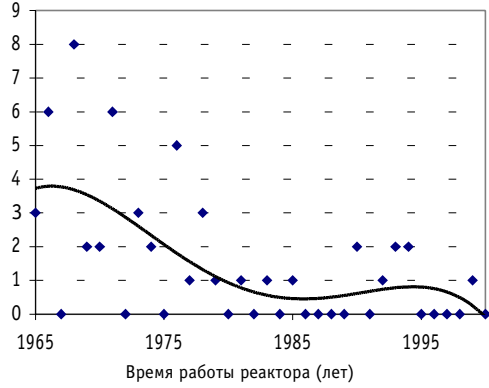


Рис.3. Заглушения от приборов и невыясненные случаи

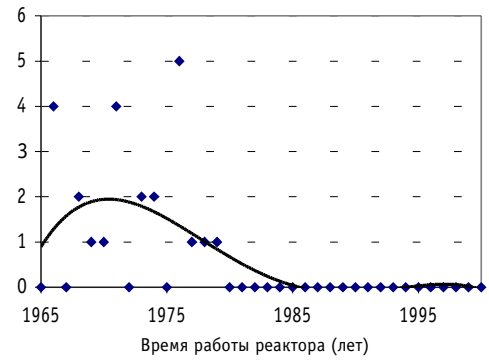


Рис.3а. Заглушения от невыясненных случаев

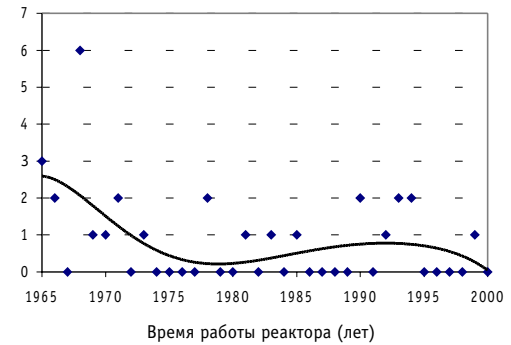


Рис. 3б. Заглушения от неисправных приборов

² ЗПТ – Защита по периоду токовая

³ ЗМТ – Защита по мощности токовая

⁴ Автоматически показывающий и самопишущий потенциометр

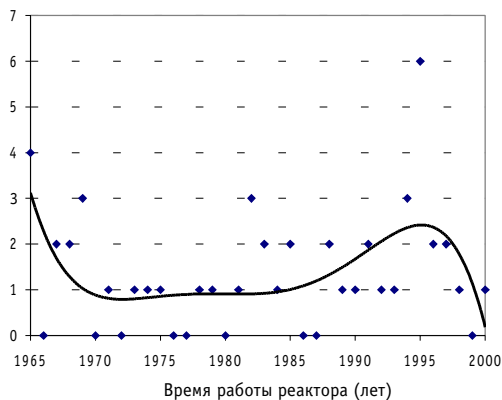


Рис. 4. Заглушения от подсадов напряжения в электросети

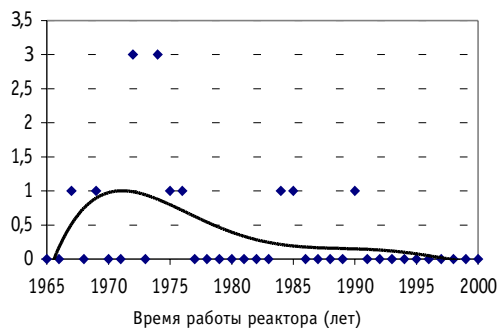


Рис.5. Заглушения от неисправных экспериментальных устройств и систем перегрузки

как раз работало очень много экспериментальных устройств (петли, каньоны и т.д.), некоторые необходимые сигналы (превышение температуры смеси, снижение расхода, превышение давления и т.д.) были включены в цепочку АЗ. Возрастали отказы этого оборудования и в итоге - число аварийных заглушений. В 90-х гг. количество экспериментальных устройств свелось к минимуму (два) и количество заглушений свелось к минимуму.

Об отказах механического оборудования судить сложно из-за малого количества срабатываний. Из матрицы влияний видно, что влияния бывают как сильные и средние, так и слабые - их примерно поровну. Единственное, что можно сказать: их было мало - всего 6 (4.3%) и никакой классификации они не поддаются. Следует заметить, что на самом реакторе было только 2 случая срабатываний из-за механического оборудования (течь теплообменника и течь бака реактора), т.е. оно хорошо эксплуатируется. Это лишний раз доказывает надежность реакторов данной конструкции.

Теперь, исходя из матрицы влияний, можно выделить группу наиболее зависимых сигналов. От этих сигналов велика вероятность аварийного срабатывания, им надо уделять особое внимание при переключениях, переходных режимах и производстве персоналом работ на реакторе. Возьмем критерием зависимости 5 (сильных и слабых) влияний – половину от общего количества влияний. Это 8 сигналов: уровни реактора, расходы и давления 1 и 2 контуров, мощность 120%, период <10 с, неисправность электронной аппаратуры, температура воды на входе в реактор. Почти все эти сигналы имеют сильную зависимость от приборов, провалов напряжения и от ошибок персонала. Остальные исходные события можно считать маловлияющими на аварийные сигналы (не более трех средних влияний).

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ И ИТОГИ КЛАССИФИКАЦИИ

Подводя итоги, можно сказать, что на представленных графиках отражены наиболее частые случаи заглушений реактора в количестве 121 из 143 имеющих место, которые позволяют сделать анализ общей картины аварийных остановов. Постепенное уменьшение числа заглушений с начала 90-х гг. объясняется ростом квалификации персонала, а последующее увеличение – старением оборудования и нестабильностью электроснабжения.

Теперь обсудим вопрос восстановления мощности после заглушения. За все время работы реактора из 141 заглушения 87 (61.7%) раз восстанавливали мощность реактора. Причем это происходило в начальный период эксплуатации реактора, когда были небольшие мощности и малые времена работы реактора из-за научных эк-

спериментов. Уже позже, когда реактор стал производить радиофармпрепараты и при переходе на недельный цикл работы, восстанавливать мощность реактора стало труднее. К этим 87 случаям можно добавить и те, когда мощность с точки зрения физики можно было восстановить, но из других соображений по взаимосогласованию с контролирующим физиком, главным инженером, главным технологом она не восстанавливалась.

Вообще конструкция реактора, за исключением контролирующих приборов, показала себя очень надежной - было всего 6 случаев заглушения от самого оборудования реактора и систем, обеспечивающих нормальную работу. Что касается приборов, необходимо вовремя переходить на приборы следующего поколения и не допускать, чтобы наступало физическое старение приборов.

Рассмотрим вероятность отказов работы реактора [6].

$$P_{\alpha} = \sum_{k=j+1}^{\infty} \frac{(np)^k}{k!} \exp(-np),$$

где P_{α} - доверительная вероятность; j - число отказов; n - число циклов работы реактора; p - вероятность того что данный выход на мощность окажется неудачным.

Вероятность того, что реактор откажет в промежутке времени год с вероятностью 0.9 (гипотеза о том, что удачный выход на мощность - это в большей степени «везение») и вероятностью 0.5 (гипотеза о том, что удачный выход на мощность и «везение» и результат предпринимаемых мер по обеспечению надежной эксплуатации) представлена на рис. 8. С началом работы реактора вероятность отказов снижается и стабилизируется $p \approx 0.15$ ($P=0.9$). Начиная с 1989 г. наблюдается выраженный подъем вероятности отказов ($\approx 30\%$) в обеих гипотезах до 1996 г., далее вероятность отказов снижается. В это время происходит обновление персонала реактора, а модернизации приборов не происходит. Можно сделать предположение, что повышение квалификации персонала снижает вероятность аварийных заглошений реактора приблизительно на 30%. Снижение вероятности отказов с 1996 г. объясняется повышением квалификации вновь пришедшего персонала (по опыту, примерно за 3-4 года СИУР приобретает достаточную квалификацию).

Теперь коснемся экономической стороны вопроса. Рассмотрим заглошения с пропавшей наработанных радиофармпрепаратов. Их было 17 из 41, т.е. 41.5%, а если бы грамотные действия были предприняты, то еще минимум в 5 случаях удалось бы восстановить мощность реактора и спасти наработку дорогостоящей продукции. Если рассмотрим два графика - общих заглошений и заглошений с последующим восстановлением мощности реактора (рис. 6) - то окажется, что они очень похожи и отли-

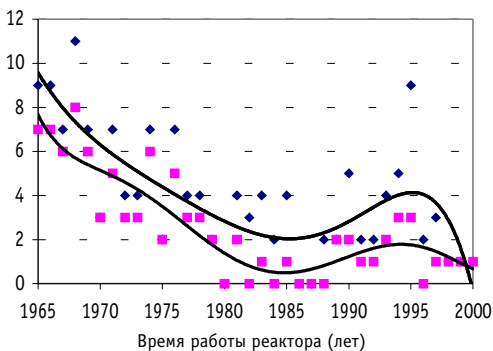


Рис.6. Общие заглошения и заглошения с последующим восстановлением мощности

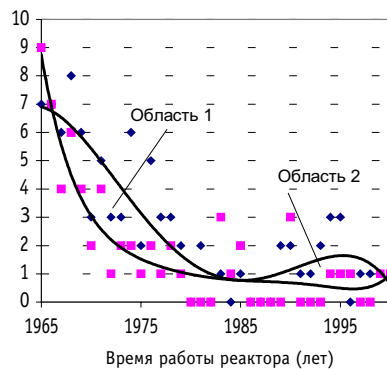


Рис.7. Заглошения с восстановлением мощности и заглошения, "не представляющие интерес"

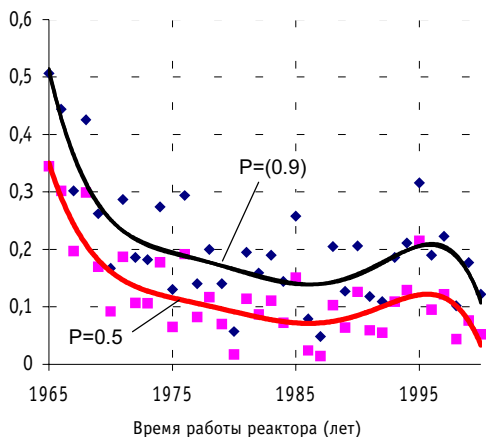


Рис.8. Вероятность отказов работы реактора ВВР-ц

Анализируя их, персонал может научиться выходить из трудных нестандартных ситуаций, восстанавливать мощность реактора, тем самым, спасая наработанную радиофармпрепаратную продукцию. Особенно поучительна вторая область, где сами ситуации сложнее и опыт и квалификация персонала находятся на достаточно высоком уровне.

ВЫВОДЫ

Рассмотрев и проанализировав аварийные заглошения за все время работы реактора ВВР-ц (с 1964 г.), а также причины их вызвавшие, можно констатировать следующее.

1. Механическое оборудование реактора при хороших эксплуатации и обслуживании продолжает работать с минимумом отказов.
2. Приборное оснащение реактора нуждается в модернизации.
3. Необходимо повысить надежность снабжения электропитанием реактора.
4. Необходимо улучшить подготовку персонала, особенно молодых работников, т.к. человеческий фактор играет большую роль в заглошении реактора (ошибки персонала), а также при восстановлении мощности реактора.
5. При продолжении работы по созданию «советчика оператора» необходимо учитывать все рассмотренные здесь случаи аварийных заглошений, а также опыт эксплуатационного персонала реактора.
6. Отказы экспериментального оборудования увеличивают вероятность аварийных заглошений, ведущих к экономическим потерям. Уменьшение их числа зависит от своевременного обнаружения аномалий в поведении реактора. Это обостряет необходимость создания «советчика оператора».
7. Необходимо создать простейший тренажер, моделирующий работу реактора в стационарных и переходных режимах работы для повышения квалификации персонала.
8. По-видимому, целесообразно провести подобный анализ для других исследовательских реакторных установок. Это позволит полнее представить проблему повышения безопасной эксплуатации этих реакторов и меры для ее разрешения.

чаются на константу.

Теперь рассмотрим случаи восстановления мощности реактора (рис. 7). Восстановление мощности происходит как при заглошениях, «не представляющих интерес», так и в других случаях. Рассмотрим область между графиком восстановления мощности реактора после заглошений, «не представляющих интерес», и графиком восстановления мощности реактора для всех случаев. Это будет область аварийных заглошений с последующим восстановлением мощности реактора, и при этом «представляющих интерес».

Литература

1. ОПБ ИР-2000 г. - М.: Энергоатомиздат, 2000.
2. *Козиев И.Н., Кочнов О.Ю., Старизный Е.С., Волков Ю.В.* Комплекс информационной поддержки оператора ВВР-ц. Опыт создания первой версии//Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2000. - № 2.
3. *Шенк Х.* Теория инженерного эксперимента. - М.: Мир, 1972.
4. *Бендат Дж., Пирсол А.* Измерение и анализ случайных процессов. - М.: Мир, 1971.
5. *Королев В.В.* Системы управления и защиты АЭС. - М.: Энергоатомиздат, 1986.
6. *Волков Ю.В.* Надежность и безопасность ЯЭУ. - Обнинск: ОИАЭ, 1997.

Поступила в редакцию 24.12.2001

УДК 621.039

ВЫВОД ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ: КОНЦЕПЦИЯ; СОСТОЯНИЕ С ВЫПОЛНЕНИЕМ РАБОТ*

С.А. Немытов*, В.К. Зимин**

* Концерн «Росэнергоатом», г. Москва

** ГП ВНИИАЭС, г. Москва



Статья посвящена актуальной тематике вывода из эксплуатации энергоблоков АЭС, выработавших ресурс. Рассмотрены основные понятия, нормативные документы, этапы процесса и его особенности.

ОПРЕДЕЛЕНИЯ И КОНЦЕПЦИЯ ВЫВОДА БЛОКОВ АЭС ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Вывод энергоблока АЭС из эксплуатации - завершающий этап жизненного цикла блока АЭС, который в соответствии с ОПБ-88/97 является процессом осуществления комплекса мероприятий после удаления ядерного топлива, исключающий использование блока в качестве источника энергии и обеспечивающим безопасность персонала и окружающей среды.

Концепция вывода энергоблоков АЭС концерна «Росэнергоатом» из эксплуатации определена с учетом следующих факторов, влияющих на номенклатуру, порядок и стоимость выполнения работ:

- закрепление за эксплуатирующей организацией – концерном «Росэнергоатом» земельных участков в пределах санитарно-защитной зоны атомных станций на праве бессрочного пользования;

- отсутствие национальных и региональных могильников и хранилищ для захоронения и хранения радиоактивных отходов различных категорий, образующихся при эксплуатации и, особенно, при выводе из эксплуатации блока АЭС;

- вывод из эксплуатации блоков АЭС будет происходить на площадках с работающими блоками, и необходимо учитывать влияние работ по выводу из эксплуатации на безопасную эксплуатацию действующих энергоблоков;

- необходимость накопления средств в специальном фонде приводит к выбору варианта с длительной выдержкой блоков под наблюдением.

При разработке в концепцию вывода из эксплуатации были заложены следующие основные принципы:

- вывод из эксплуатации блока АЭС, как правило, производится после исчерпания назначенного (30-летнего или продленного) срока службы или в случае невоз-

© С.А. Немытов, В.К. Зимин, 2002

* Доклад на VII международной конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров» (г. Обнинск, 8-12 октября 2001 г.)

возможности обеспечения приемлемого уровня безопасности его эксплуатации;

- при планировании вывода из эксплуатации необходимо исходить из принципа замещения выбывающих энерго мощностей новыми энергоблоками;
- при выводе из эксплуатации блока АЭС должно обеспечиваться максимально возможное использование промплощадки и всей инфраструктуры АЭС для нужд атомной энергетики, в том числе хранения РАО.

С учетом вышеизложенных принципов и ограничений концепция вывода из эксплуатации блоков АЭС в РФ представляет собой следующую последовательность работ и мероприятий.

В соответствии с требованиями нормативных документов за 5 лет до истечения 30-летнего срока службы блока АС на основании результатов технико-экономических исследований определяется направление работ: продление срока службы блока или вывод из эксплуатации, а также в соответствии с ОПБ-88/97 разрабатывается программа вывода блока из эксплуатации.

После окончательного останова блока начинается подготовительный этап, который включает в себя

- перевод блока АЭС в ядерно-безопасное состояние (удаление ядерного топлива из активной зоны реактора и в дальнейшем с территории блока АЭС);
- удаление радиоактивных рабочих сред и эксплуатационных радиоактивных отходов с блока АЭС и их переработка;
- штатную дезактивацию оборудования, систем и строительных конструкций блока АЭС.

Продолжительность этапа 3 - 5 лет.

В соответствии с требованиями надзорных органов этап подготовки к выводу не включен в процесс вывода из эксплуатации, и блок АЭС считается находящимся в эксплуатации и обслуживается в соответствии со специальным регламентом.

В общем случае концепция предусматривает реализацию следующих этапов при выводе из эксплуатации блока АЭС, отработавшего 30-летний или продленный срок службы.

а). Этап подготовки блока к сохранению под наблюдением включает в себя следующие основные работы:

- локализация высокоактивного оборудования в помещениях реакторного отделения блока на период, определяемый проектом снятия с эксплуатации, установленный с учетом предполагаемого изменения фактической радиационной обстановки на блоке АС и остаточного ресурса строительных конструкций блока АС;
- консервация оборудования, систем и строительных конструкций блока АС;
- демонтаж и удаление чистого, слабозагрязненного и низкоактивированного оборудования и систем блока АС с последующей утилизацией чистого оборудования и переработкой, упаковкой и организованным хранением образующихся радиоактивных отходов в хранилищах на промплощадке АС.

На этом этапе сохраняется работоспособность системы радиационного контроля, оптимизированной в соответствии с изменившимся состоянием блока, характеристиками и объемом радиационного контроля, а также целостность и работоспособность оборудования и систем, обеспечивающих безопасное содержание блока АС в режиме сохранения под наблюдением и проведение последующих работ по снятию с эксплуатации блока АС.

Продолжительность этапа 5 - 6 лет.

б). Этап сохранения блока АЭС под наблюдением включает в себя

- эксплуатацию зданий, сооружений и оборудования обеспечивающих режим сохранения под наблюдением;

- радиационный контроль и мониторинг промплощадки и окружающей среды;
- подготовку нормативно-технической документации и оборудования, необходимого для проведения работ на следующем этапе.

Продолжительность этапа определяется проектом и может зависеть от

- срока службы строительных конструкций, в которых находится локализованное оборудование;
- снижения радиоактивности активности конструкций за счет естественного распада;
- необходимости освобождения промплощадки для строительства нового блока и т.п.

и может колебаться в пределах от 30 до 100 лет.

в). Этап ликвидации блока АЭС включает в себя

- полный демонтаж локализованного оборудования, зданий и сооружений блока АЭС;

- переработку и вывоз всех РАО в региональный могильник на захоронение;
- рекультивацию освободившейся территории промплощадки.

Продолжительность этапа 5 - 6 лет.

В случае, если по каким-либо причинам вариант «Ликвидация блока» не может быть выполнен, выполняется вариант «Захоронение блока», предусматривающий создание дополнительных долговременных защитных барьеров (в виде контайнмента или тому подобного) вокруг локализованных помещений реакторного отделения для исключения распространения радиоактивного загрязнения в окружающую среду, защиты от стихийных бедствий и для исключения несанкционированного доступа.

СОСТОЯНИЕ С ВЫПОЛНЕНИЕМ РАБОТ ПО ПОДГОТОВКЕ К ВЫВОДУ БЛОКОВ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

В Российской Федерации в период до 2020 г. заканчивается 30-летний срок службы 28 энергоблоков АЭС общей электрической мощностью 20288 МВт (табл. 1).

Четыре энергоблока общей электрической мощностью 875 МВт уже окончательно остановлены: на Нововоронежская АЭС - 1 блок с ВВЭР-210 остановлен в 1984 г., 2 блок с ВВЭР-365 остановлен в 1990 г.; на Белоярской АЭС - 1 блок с реактором АМБ-100 остановлен в 1983 г., 2 блок с реактором АМБ-200 остановлен в 1989 г.

Работы, выполняемые на 1, 2 блоках Белоярской и 1, 2 блоках Нововоронежской АЭС, позволяют накопить необходимый опыт, разработать эффективные организационные, технические, технологические и проектно-конструкторские решения, которые впоследствии будут использованы при выводе из эксплуатации других российских АЭС, а также продемонстрировать возможность осуществления безопасного вывода энергоблоков из эксплуатации.

Вывод из эксплуатации - сложный и длительный процесс, подготовка к которому проводится на всех этапах жизненного цикла блока АЭС. Для обеспечения этого процесса концерн «Росэнергоатом» определил основные направления работ по подготовке к выводу и выводу из эксплуатации блоков АЭС.

1. Разработка нормативной документации, регламентирующей работы по выводу блоков из эксплуатации

В настоящее время процесс подготовки к выводу и вывод из эксплуатации регламентируется следующими нормативными документами.

- «Концепция снятия с эксплуатации энергоблоков АЭС» - МАЭП от 23.08.91 г.
- Руководящий документ эксплуатирующей организации «Основные положения по снятию с эксплуатации блоков АС» - РД ЭО 0013-93.

- Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергетики «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока АС» – НП 012-99.

- Руководство по безопасности «Требования к содержанию программы вывода из эксплуатации блока атомной станции»- РБ -013 –2000.

Разрабатываются и готовятся для введение в действие в 2000 –2001 гг.

- руководящий документ эксплуатирующей организации «Комплексное инженерное и радиационное обследование блока АС. Состав и порядок проведения»;

- федеральные нормы и правила в области использования атомной энергетики «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности при выводе из эксплуатации блока АС» (совместно с ГАН).

2. Формирование средств специального фонда для финансирования работ по выводу из эксплуатации

В рамках формирования средств и управления специальным фондом на покрытие расходов на вывод из эксплуатации блоков концерна «Росэнергоатом»

- выполнен технико-экономический расчет стоимости вывода из эксплуатации основных типов блоков АЭС концерна «Росэнергоатом» для обоснования норматива отчислений в специальный фонд концерна на покрытие расходов по выводу из эксплуатации атомных станций;

- выполнен расчет-обоснование норматива отчислений в специальный фонд эксплуатирующей организации по выводу энергоблоков АЭС из эксплуатации;

- проект постановления Правительства РФ об утверждении норматива отчислений, одобренный Минатомом и Минфином РФ, соответствует второй части налогового кодекса РФ.

3. Планирование работ по подготовке к выводу и вывод блоков из эксплуатации

Планирование и регламентация работ по подготовке и выводу из эксплуатации блоков АЭС осуществляется на основе разработанных и утвержденных программ вывода из эксплуатации 3, 4 блоков Нововоронежской АЭС, 1, 2 блоков Кольской АЭС и 1, 2, 3 блоков Билибинской АЭС. В программах определен основной перечень организационно-технических мероприятий и работ, направленных на решение задач по подготовке и выводу из эксплуатации блоков АЭС, реализуемых на стадиях

- подготовки блоков к выводу из эксплуатации начиная за пять лет до истечения 30-летнего срока службы;

- окончательного останова блока АС и развертывания работ по подготовке блоков АЭС к выводу из эксплуатации;

- вывода из эксплуатации блоков АЭС.

Программа вывода из эксплуатации входит в перечень документов, представляемых в ГАН для получения лицензии на вывод блоков АЭС из эксплуатации.

4. Получение лицензии Госатомнадзора России на вывод из эксплуатации остановленных блоков АЭС

Для получения лицензии на вывод уже остановленных 1 и 2 блоков НВАЭС из эксплуатации выполняются следующие работы:

- удаление ОЯТ из бассейнов выдержки и перевод блоков в ядерно-безопасное состояние;

- разработка проекта первого этапа вывода из эксплуатации блока № 1 НВАЭС «Подготовка блока к сохранению под наблюдением»;

- проведение комплексного обследования блоков;

- разработка комплекта документации для получения лицензии ГАН РФ на эксплуатацию остановленных 1 и 2 блоков НВАЭС.

5. В рамках разработки оборудования и технологий для вывода энергоблоков АЭС из эксплуатации ведутся работы по созданию

- металлобетонного контейнера (МБК) для долговременного хранения и транспортировки ОЯТ РБМК;
- оборудования установки разделки ОТВС РБМК включая создание стендов для отработки технологии и испытания оборудования;
- созданию технологии обращения с реакторным графитом.

6. Работа с персоналом

После окончательного останова блока АЭС начиная с этапа подготовки к выводу из эксплуатации численность эксплуатационного персонала, обслуживающего блок, должна постоянно снижаться и к началу работ по выводу из эксплуатации должна достигнуть минимального значения. Это необходимо для снижения эксплуатационных издержек на содержание остановленного блока.

В настоящее время в соответствии с решением концерна «Росэнергоатом» на остановленных блоках Белоярской и Нововоронежской АЭС проводятся работы по снижению эксплуатационных издержек обслуживания остановленных блоков и оптимизации численности эксплуатационного и ремонтного персонала.

В последующем полученный опыт будет использован для нормирования эксплуатационных издержек и численности эксплуатационного персонала для окончательно остановленных блоков.

В настоящее время начаты работы по созданию системы требований к специализации, квалификации и переобучению персонала для вывода из эксплуатации блоков АЭС.

ПРАКТИЧЕСКИЕ РАБОТЫ ВЫПОЛНЯЕМЫЕ НА ОСТАНОВЛЕННЫХ БЛОКАХ

Белоярская АЭС (блоки 1 и 2). Работы на 1 и 2 блоках проводятся в соответствии с утвержденной «Программой вывода из эксплуатации 1 и 2 блоков Белоярской АЭС».

Основное внимание при планировании и проведении работ на остановленных блоках уделяется обращению с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами. Для обеспечения безопасного содержания блоков в режиме их подготовки к выводу из эксплуатации выполняется

- ремонтно-эксплуатационное обслуживание первой очереди БАЭС в соответствии с регламентом эксплуатации и графиками ремонта;
- расчетно-теоретическое и экспериментальное обоснования перевода ОЯТ первой очереди БАЭС на длительное сухое хранение.

Одновременно на блоках

- осуществляется упаковка ОЯТ 1- 2 блоков БАЭС в опытный герметичный пенал;
- на специальной установке для снижения удельной активности производится очистка вод бассейнов выдержки ОЯТ;
- проводятся работы по переработке и компактированию загрязненного металлического лома из помещений первой очереди БАЭС;
- реализуется проект герметизации реакторного пространства блока №1 БАЭС;
- осуществляется создание:
 - опытного образца контейнера для транспортировки и длительного хранения ОЯТ 1, 2 блоков Белоярской АЭС;
 - площадки хранения контейнеров с ОТВС первой очереди БАЭС и транспортно-технологической части вывоза контейнеров;
 - хранилища отвержденных радиоактивных отходов, оснащенного установкой

Сроки истечения 30-летнего срока эксплуатации энергоблоков АЭС

	Атомная электростанция, блок	Тип реактора, установленная мощность, МВт	Год пуска	Год окончания 30-летнего периода
1.	1 блок БелАЭС	АМБ-100	1964	1983 (1994)*
2.	1 блок НВАЭС	ВВЭР-210	1964	1984 (1994)*
3.	2 блок БелАЭС	АМБ-200	1967	1989 (1997)*
4.	2 блок НВАЭС	ВВЭР-365	1969	1990 (1999)*
5.	3 блок НВАЭС	ВВЭР-440	1971	2001
6.	4 блок НВАЭС	ВВЭР-440	1972	2002
7.	1 блок КолАЭС	ВВЭР-440	1973	2003
8.	1 блок ЛАЭС	РБМК-1000	1973	2003
9.	1 блок БиАЭС	ЭГП -12	1974	2004
10.	2 блок БиАЭС	ЭГП-12	1974	2004
11.	2 блок КолАЭС	ВВЭР-440	1974	2004
12.	3 блок БиАЭС	ЭГП -12	1975	2005
13.	2 блок ЛАЭС	РБМК-1000	1975	2005
14.	4 блок БиАЭС	ЭГП -12	1976	2005
15.	1 блок КуАЭС	РБМК-1000	1976	2005
16.	3 блок ЛАЭС	РБМК-1000	1979	2009
17.	2 блок КуАЭС	РБМК-1000	1979	2009
18.	5 блок НВАЭС	ВВЭР-1000	1980	2010
19.	3 блок БелАЭС	БН-600	1980	2010
20.	3 блок КолАЭС	ВВЭР-440	1981	2011
21.	4 блок ЛАЭС	РБМК-1000	1981	2011
22.	1 блок СмАЭС	РБМК-1000	1982	2012
23.	3 блок КуАЭС	РБМК-1000	1983	2013
24.	4 блок КолАЭС	ВВЭР-440	1984	2014
25.	1 блок КаАЭС	ВВЭР-1000	1984	2014
26.	1 блок БалАЭС	ВВЭР-1000	1985	2015
27.	2 блок СмАЭС	РБМК-1000	1985	2015
28.	4 блок КуАЭС	РБМК-1000	1985	2015
29.	2 блок КаАЭС	ВВЭР-1000	1986	2016
30.	2 блок БалАЭС	ВВЭР-1000	1987	2017
31.	3 блок БалАЭС	ВВЭР-1000	1988	2018
32.	3 блок СмАЭС	РБМК-1000	1990	2020
33.	4 блок БалАЭС	ВВЭР-1000	1994	2024

*) – блоки окончательно остановлены

цементирования для обращения с ЖРО 1, 2 блоков БАЭС;

- установки дезактивации металлических отходов 1, 2 блоков БАЭС.

Нововоронежская АЭС (блоки 1 и 2). Работы на 1 и 2 блоках проводятся в соответствии с утвержденной «Программой вывода из эксплуатации 1 и 2 блоков Нововоронежской АЭС».

Основное внимание при планировании и проведении работ на остановленных блоках уделяется обращению с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными

отходами. Для обеспечения безопасного содержания блоков в режиме их подготовки к выводу из эксплуатации

- выполняется ремонтно-эксплуатационное обслуживание 1, 2 блоков НВАЭС в соответствии с регламентом эксплуатации и графиками ремонта.
- в 2000 г. завершен вывоз всех герметичных ОТВС с 1 и 2 блоков, в 2002 г. ожидается упаковка в специальные чехлы и вывоз 44 негерметичных ОТВС;
- выполняется демонтаж оборудования машзала 1 блока НВАЭС, завершен демонтаж турбинных агрегатов ТА-2 и ТА-3;
- проводятся работы по дезактивации оборудования 1, 2 блоков и переработке радиоактивных отходов;
- подготавливаются помещения 1 и 2 блоков для размещения переработанных РАО;
- разрабатывается проект первого этапа вывода из эксплуатации;
- создается установка сжигания РАО.

СОЦИАЛЬНО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ

АЭС являются не только градообразующими, но и системообразующими производствами, поэтому изменения в их деятельности, в том числе связанные с окончательным останом и выводом из эксплуатации блока АЭС или площадки в целом, будут сильно влиять на социально-экономическую обстановку региона. Эти проблемы возникают уже сейчас при подготовке программ вывода из эксплуатации блоков АЭС, тридцатилетний срок службы которых подходит к завершению. На наш взгляд, возможное решение возникающей проблемы лежит в создании системы управления сроком службы площадки АЭС, которая является структурной единицей, производящей товарную продукцию и услуги, определяемые потребностями региона. В этом случае все этапы жизненного цикла (строительство, эксплуатация, вывод из эксплуатации) блоков АЭС, размещенных на площадке, имеют общую направленность на поддержание определенного уровня производства продукции и рентабельности.

В условиях долгосрочного планирования деятельности площадки АЭС появляется возможность прогнозирования возникновения социально-экономических проблем и способов их решения.

Поступила в редакцию 1.03.2002

ОБ ОПРЕДЕЛЕНИИ ЭФФЕКТИВНОГО КОЭФФИЦИЕНТА РАЗМНОЖЕНИЯ НЕЙТРОНОВ МЕТОДАМИ ИМПУЛЬСНОГО СТАТИСТИЧЕСКОГО ИСТОЧНИКА

В.А. Дулин

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



Предложен подход для учета влияния пространственного положения детектора на измеряемую величину постоянной спада нейтронной плотности и другие параметры точечной модели кинетики в экспериментах с использованием импульсного источника нейтронов для подкритических размножающих сред.

Вместо уравнения, сопряженного однородному условно-критическому уравнению для потока, используется сопряженное по отношению к скорости счета такого детектора неоднородное уравнение. Полученные результаты могут быть полезными при анализе экспериментов по определению времени жизни нейтронов и для вычисления пространственного Дайвен-фактора при измерении методом росси-альфа эффективного коэффициента размножения нейтронов – в особенности для глубоко подкритических состояний размножающих сред с источником нейтронов.

Определение величины подкритичности размножающих сред с использованием периодического импульсного источника известно давно. Информация о величине коэффициента размножения нейтронов k получается обычно из сравнения величины интегралов счета мгновенных и запаздывающих нейтронов в зарегистрированном временным анализатором их временном распределении.

Сравнительно недавно для определения k стали использоваться методы импульсной камеры со слоем Cf-252 [1] и росси-альфа с известным источником спонтанных делений [2]. Это стало возможным после выяснения природы непостоянства некоррелированного фона в области коррелированной части временного распределения и получения количественных поправок для обоих этих методов при учете этого непостоянства [1, 3]. Такие поправки позволили для определения подкритичности в этих методах использовать интегралы только мгновенных нейтронов от счета коррелированных и случайных совпадений.

Метод импульсной камеры со слоем Cf-252 прост с точки зрения интерпретации результатов измерений, однако мало пригоден для определения величины глубоких подкритических состояний.

Метод росси-альфа с известным источником спонтанных делений гораздо лучше подходит для этого, однако требует введения расчетных поправок.

Поскольку вся информация о размножающих свойствах среды поступает от исполь-

зующегося детектора нейтронов, рассмотрим, как связана скорость его отсчетов со скоростью делений в подкритическом реакторе с источником нейтронов.

СТАЦИОНАРНЫЕ УРАВНЕНИЯ

В стационарном случае поток нейтронов в реакторе с источником описывается неоднородным уравнением

$$\chi \hat{F} \varphi - \hat{L} \varphi + q(x) = 0. \quad (1)$$

Здесь $\chi \hat{F} \varphi$ - плотность потока нейтронов, рождающихся в единице объема от делений размножающей среды; $\hat{L} \varphi$ - плотность потока исчезающих (из-за поглощения, замедления и утечки) нейтронов и $q(x)$ - плотность внешних источников нейтронов. Конкретный вид операторов рождения и исчезновения для дальнейшего изложения несущественен.

Уравнение, сопряженное условно-критическому уравнению для потока, имеет вид

$$\frac{1}{k} \hat{F}^+ \chi \varphi_k^+ - \hat{L}^+ \varphi_k^+(x) = 0, \quad (2)$$

где x - все переменные (углы, координаты и энергия) и k - собственное значение уравнения (эффективный коэффициент размножения нейтронов).

Как известно, в силу сопряженности $\chi \hat{F}$ и $\hat{F}^+ \chi$, \hat{L} и \hat{L}^+ справедливы равенства:
- для коэффициента размножения ($\langle \rangle$ - символ интегрирования по всем x)

$$k = \frac{\langle \varphi_k^+ \chi \hat{F} \varphi \rangle}{\langle \varphi_k^+ \chi \hat{F} \varphi \rangle + \langle \varphi_k^+ q \rangle}; \quad (3)$$

- для скорости исчезновения нейтронов

$$\langle \varphi_k^+ \hat{L} \varphi \rangle = \langle \varphi_k^+ (\chi \hat{F} \varphi + q) \rangle = \frac{\langle \varphi_k^+ q \rangle}{1 - k}. \quad (4)$$

Скорость счета "идеального" (см. далее) детектора с эффективностью ϵ_k связана как с делениями ядер среды, так и с нейтронами источника:

$$C_k = \epsilon_k \langle \varphi_k^+ (\chi \hat{F} \varphi + q) \rangle = \frac{\epsilon_k \langle \varphi_k^+ q \rangle}{1 - k}. \quad (5)$$

Если детектор неидеальный, т.е. расположен в некоторой ограниченной области W , то ценность регистрируемых им нейтронов φ^+ не равна ценности нейтронов φ_k^+ , "регистрируемых" реактором. Сопряженное уравнению (1) (по отношению к скорости счета такого детектора) неоднородное уравнение (см., например, [4], с.201) есть

$$\hat{F}^+ \chi \varphi^+ - \hat{L}^+ \varphi^+ + \sigma(x) = 0; \quad \sigma(x) = \begin{cases} \sigma_d(E), & x \in W \\ 0 & \end{cases}. \quad (6)$$

Из уравнений (1) и (6) и сопряженности $\chi \hat{F}$ и $\hat{F}^+ \chi$, \hat{L} и \hat{L}^+ вытекает:

$$\langle \varphi \sigma \rangle = \langle \varphi^+ q \rangle \quad (7)$$

$$\langle \varphi^+ \hat{L} \varphi \rangle = \langle \varphi^+ (\chi \hat{F} \varphi + q) \rangle \quad (8)$$

$$C = \epsilon \langle \varphi^+ (\chi \hat{F} \varphi + q) \rangle. \quad (9)$$

Такая скорость счета не совпадает с C_k из (5).

Напомним смысл понятия “идеальный” детектор. Как известно, уравнение (2) можно представить как

$$\hat{F}^+ \chi \varphi_k^+ - \hat{L}^+ \varphi_k^+(x) + \left(\frac{1}{k} - 1 \right) \hat{F}^+ \chi \varphi_k^+ = 0.$$

Оно точно совпадает с (6), если предположить, что сечением $\sigma(x)$ “идеального” детектора является сечение рождения нейтронов $\nu \Sigma_f(x)$, взятое с весом ценности нейтронов φ_k^+ .

Если в (3) использовать φ^+ вместо φ_k^+ , то получаемая величина k' не будет эффективным коэффициентом размножения нейтронов и не будет совпадать с k :

$$k' = \frac{\langle \varphi^+ \chi \hat{F} \varphi \rangle}{\langle \varphi^+ (\chi \hat{F} \varphi + q) \rangle} \neq k. \quad (10)$$

Различие решений уравнений (2) и (6) и соответственно величин k и k' , как известно, уменьшается по мере приближения к критическому состоянию ($k = 1$).

ИМПУЛЬСНЫЙ ИСТОЧНИК

Далее будет рассматриваться временное поведение только мгновенных нейтронов. Тогда их поток $\Phi(x, t)$ (x - все координаты кроме времени) описывается уравнением

$$\frac{1}{u} \frac{\partial \Phi}{\partial t} = (1 - \beta) \chi_p \hat{F} \Phi - \hat{L} \Phi(x, t) + q(x, t), \quad (11)$$

где q [н/с*см³] – внешний источник нейтронов и u - скорость нейтрона.

Если для подкритического реактора проинтегрировать уравнение (11) при начальном условии нулевого потока нейтронов и очевидном условии также нулевого потока при $t \rightarrow \infty$, то, как известно, получается уравнение

$$0 = (1 - \beta) \chi_p \hat{F} \Phi_0 - \hat{L} \Phi_0(x) + q(x), \quad (12)$$

описывающее интегральный поток мгновенных нейтронов, если $q(x, t)$ ограничена во времени (например, $q(x, t) = q(x) \times \delta(t - t_0)$).

В точечной модели реактора $\Phi(x, t)$ представляют, как известно, в виде произведения амплитудного фактора $N(t)$, зависящего только от времени, и форм – функции, в качестве которой можно использовать величину, пропорциональную $\Phi_0(x)$:

$$\Phi(x, t) = N(t) \Phi_0(x).$$

Для мгновенных нейтронов предположение о разделении переменных справедливо для величин t , больших времени жизни нейтронов до исчезновения. Используем известное определение для спектров нейтронов деления $(1 - \beta) \chi_p = \chi - \chi_d$ в (12):

$$0 = \chi \hat{F} \Phi_0 - \hat{L} \Phi_0(x) - \beta \chi_d \hat{F} \Phi_0 + q(x). \quad (13)$$

Проводя, как обычно, “перекрестные” интегрирования с уравнениями (6) и (8), получим

$$\frac{\partial N}{\partial t} = - \frac{\beta \langle \varphi^+ \chi_d \hat{F} \Phi_0 \rangle + \langle \Phi_0 \sigma \rangle}{\langle \Phi_0^+ \frac{1}{u} \Phi_0 \rangle} N(t) + \frac{\langle \Phi_0^+ q \rangle}{\langle \Phi_0^+ \frac{1}{u} \Phi_0 \rangle}. \quad (14)$$

Для однородного ($q = 0$ в (14)) уравнения находится решение $N(t)$ и для него определяется постоянная спада нейтронной плотности. Коэффициент при $N(t)$ и

является этой постоянной спада α_0 . Умножим и поделим его на $\langle \varphi^+ \chi \hat{F} \Phi_0 \rangle$ и определим величины

$$\beta'_{eff} = \beta \frac{\langle \varphi^+ \chi_d \hat{F} \Phi_0 \rangle}{\langle \varphi^+ \chi \hat{F} \Phi_0 \rangle} \text{ и } \Lambda' = \frac{\langle \varphi^+ \frac{1}{u} \Phi_0 \rangle}{\langle \varphi^+ \chi \hat{F} \Phi_0 \rangle}$$

(отличие их от общеизвестных в замене φ_k^+ на φ^+). Используя их, получим

$$\alpha_0 \Lambda' = -\beta'_{eff} - \frac{\langle \sigma_0 \Phi_0 \rangle}{\langle \varphi^+ \chi \hat{F} \Phi_0 \rangle}. \quad (15)$$

Покажем, что эта величина α_0 связана с коэффициентом размножения мгновенных нейтронов. Проводя “перекрестные” интегрирования уравнений (2) и (13), получаем для коэффициента размножения нейтронов k_0 , аналогично (3):

$$k_0 = \frac{\langle \varphi_k^+ \chi \hat{F} \Phi_0 \rangle}{(1 - \beta'_{eff}) \langle \varphi_k^+ \chi \hat{F} \Phi_0 \rangle + \langle \varphi_k^+ q \rangle}. \quad (16)$$

Соответственно вместо (10) для k_0'

$$k_0' = \frac{\langle \varphi^+ \chi \hat{F} \Phi_0 \rangle}{(1 - \beta'_{eff}) \langle \varphi^+ \chi \hat{F} \Phi_0 \rangle + \langle \varphi^+ q \rangle}. \quad (17)$$

Проводя “перекрестные” интегрирования уравнений (6) и (13), получим:

$$\langle \sigma \Phi_0 \rangle = \langle \varphi^+ q \rangle - \beta \langle \varphi^+ \chi_d \hat{F} \Phi_0 \rangle$$

Подставим это $\langle \sigma \Phi_0 \rangle$ в (15), используем определение β'_{eff} и выразим $\langle \varphi^+ q \rangle$ через k_0' из (17):

$$\alpha_0 \Lambda' = -\frac{\langle \sigma_0 \Phi_0 \rangle}{\langle \varphi^+ \chi \hat{F} \Phi_0 \rangle} = 1 - \frac{1}{k_0'} - \beta'_{eff}. \quad (18)$$

Здесь время жизни нейтронов до поглощения $\ell' = k_0' \Lambda'$ и тогда

$$\alpha_0 = \frac{k_0'(1 - \beta'_{eff}) - 1}{\ell'} = \frac{k_{0p}' - 1}{\ell'}. \quad (19)$$

Величина α_0 теперь представлена в форме, подобной традиционной (см. например, [4] с. 431-435). Отличие от традиционной величины α - в замене ценности “регистрируемых” реактором нейтронов φ_k^+ на ценность мгновенных нейтронов φ^+ , регистрируемых детектором, и в использовании потока мгновенных нейтронов $\Phi_0(x)$ в формулах, определяющих k_0' , β'_{eff} и ℓ' .

Решением неоднородного уравнения (14) является $N(t)$, откуда полная скорость исчезновения нейтронов (см. (8))

$$\langle \varphi^+ \hat{L} \Phi(x, t) \rangle = \frac{\langle \varphi^+ q(x) \rangle}{\ell'} \int_{-\infty}^t q(t') e^{-\alpha_0(t-t')} dt'$$

и скорость счета C (см. (9)) получается для конкретного $q(t)$.

Для скорости счета мгновенных нейтронов от одного деления в точке x_0 во время t_0 и тогда получаем

$$C(t) = \varepsilon \frac{V_p}{\ell'} e^{\alpha_0(t-t_0)} \varphi^+(x_0). \quad (20)$$

Выражение для постоянной спада нейтронной плотности (19) позволяет адекватно описать временное поведение мгновенных нейтронов, регистрируемых конкретным нейтронным детектором.

Отличие "детекторной" величины α_0 от "реакторной" величины α и k_{op}' от k можно для каждого конкретного случая оценить расчетным путем, зная решение уравнений (1), (12), (2) и (6).

Такой подход является по существу учетом влияния пространственного положения детектора $\sigma(x, E)$ на измеряемую величину постоянной спада нейтронной плотности.

Предложенный для определения коэффициента размножения k метод росси-альфа с известным источником спонтанных делений $\langle Q_{sp} \rangle$ [2] позволяет выразить величину k_{op}' через измеряемые интегралы мгновенных нейтронов от счета коррелированных ("площадь" под экспонентой) и случайных совпадений S и N (Δt – величина временного интервала анализатора при получении интеграла счета случайных совпадений) [2,5]:

$$\frac{D_{is} D_{qs} N}{2S \Delta t} = \langle Q_{sp} \rangle (1 - \tilde{k}), \quad (21)$$

где

$$1 - \tilde{k} = \frac{(1 - k'_{op})^2}{1 - k}.$$

Ни сами α_0 , ни величины ℓ' при этом не используются. Рассчитывая пространственный дайвен-фактор D_{qs} для подкритического реактора с источником нейтронов (см. [5]), получим $1 - \tilde{k}$ и, в итоге, величину коэффициента размножения нейтронов k (после введения расчетной поправки на различие выражений для k и k_{op}').

Пример использования изложенного подхода для анализа измерений методом Росси-альфа с известным источником спонтанных делений приведен в [5].

Отметим, что полученные результаты могут быть полезными и при анализе экспериментов по определению времени жизни нейтронов до поглощения $\ell' = k'_0 \Lambda'$ (см.(19)). Измеряемая величина α_0 так же может зависеть от положения и сечения детектора (см. (6), (18) и (19)).

Литература

1. Ефименко В.Ф., Можаяев В.К., Дулин В.А. Использование камеры деления со слоем ^{252}Cf в некоторых физических измерениях // Атомная энергия. 1975. - Т. 39. - С.54-57.
2. Дулин В.А., Дулин В.В. Измерения подкритических состояний размножающих сред // Атомная энергия. – 1999. - Т. 86. - Вып.3. - С. 99 - 103.
3. Дулин В.А., Михайлов Г.М. Измерение эффективной доли запаздывающих нейтронов методом а-росси // Атомная энергия. – 1995. - Т. 78. - Вып.3. - С.151-155.
4. Белл Д., Глестон С. Теория ядерных реакторов. - М.: Атомиздат, 1974.
5. Дулин В.В., Матвеев И.П. Определение глубоко подкритических состояний размножающих сред методом росси-альфа // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2002. – № 1. – С. 9-17.

Поступила в редакцию 11.10.2001

УДК 621.039.54

ОБЩАЯ ПОСТАНОВКА ИССЛЕДОВАНИЙ ТЕРМОМЕХАНИЧЕСКОГО ПОВЕДЕНИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ВВЭР-1000

В.М.Троянов, Ю.И.Лихачев, В.И.Фоломеев

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



В статье рассмотрена общая постановка задачи исследования термомеханического поведения активной зоны реактора ВВЭР-1000. Обсуждаются предпосылки для разработки соответствующей методологии, связанные с имевшими место искривлениями и деформациями тепловыделяющих сборок при эксплуатации, застреванием кластерных поглощающих стержней и образованием увеличенных межкассетных зазоров, влияющих на локальное энерговыделение в топливе. Описана схематизация конструкции тепловыделяющих сборок (ТВС) ВВЭР-1000 и активной зоны, с помощью которой разработаны методики расчета термомеханического поведения ТВС в составе активной зоны ВВЭР-1000. Приводится описание расчетных моделей, с помощью которых выполняется обоснование термомеханического поведения активных зон ВВЭР-1000 и разрабатываются рекомендации по усовершенствованию конструкции.

ВВЕДЕНИЕ

В начале 1990 годов на ряде энергоблоков, эксплуатирующих реакторы PWR и ВВЭР-1000, были зафиксированы случаи нештатной работы органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ). Проблемы выразились в том, что в одной или нескольких ТВС активной зоны время падения ОР СУЗ при срабатывании аварийной защиты превышало нормативное время и кроме того наблюдалось неполное погружение отдельных ОР СУЗ, не достигающих нижних проектных положений. Первые публикации о нештатной работе ОР СУЗ на реакторах PWR появились в 1996 г. [1-3]. В 1998 г. на семинаре (г. Ржеж, Чехия), посвященном проблеме изгиба ТВС в реакторах PWR и ВВЭР, информация о состоянии дел на энергоблоках с реакторами ВВЭР-1000 была представлена российскими, украинскими и болгарскими специалистами [4-7]. В результате было достигнуто понимание, что нештатная работа ОР СУЗ на реакторах PWR и ВВЭР-1000 обусловлена искривлением ТВС в условиях длительной эксплуатации. Искривление ТВС вызывает и другие проблемы при работе реактора, в первую очередь, – образование увеличенных водяных зазоров между ТВС, приводящих к изменению водоуровневых соотношений в активной зоне и локальным всплескам энерговыделения в топливе.

Обнаруженные факты нештатной работы ОР СУЗ, а также искривления ТВС в составе активных зон действующих реакторов вызвали беспокойство органов надзора в тех странах, где подобные случаи имели место (Швеция, Бельгия, Франция, США,

страны, эксплуатирующие российские реакторы) [3]. Были выдвинуты требования к эксплуатирующим организациям по периодической проверке работоспособности ОР СУЗ. Возникла необходимость проведения мероприятий по устранению негативных явлений, связанных с искривлением ТВС в составе активных зон PWR и ВВЭР-1000, а также разработки методов и программ для расчетного моделирования термомеханического поведения ТВС при их эксплуатации.

В статье рассматриваются основные положения методики расчета термомеханического поведения ТВС в составе активной зоны ВВЭР-1000. Работа выполнялась при содействии ОАО "ТВЭЛ".

ОПИСАНИЕ ОБЪЕКТА ИССЛЕДОВАНИЙ, КОНСТРУКЦИИ И ИСХОДНЫХ ПРЕДПОСЫЛОК

Активная зона ВВЭР-1000 содержит 163 ТВС гексагональной формы, закрепленных в посадочных местах внутрикорпусных устройств внизу (хвостовик) и вверху (головка ТВС) [8]. Сборочный зазор между ободами соседних ТВС при комнатной температуре составляет 2 мм; в случае применения циркониевых дистанционирующих решеток при разогреве активной зоны до уровня рабочих температур зазоры увеличиваются до величины 2,8 мм.

Если по каким-либо причинам в эксплуатационных условиях ТВС имеют тенденцию к изгибу, то свободный изгиб возможен в пределах зазоров между соседними кассетами. Во многих случаях при эксплуатации энергоблоков обнаруживали согласованные (однаправленные) изгибы ТВС, при которых прогибы кассет намного превышают единичный зазор между ними, кассеты вкладываются друг в друга. Пример таких искривлений ТВС в активной зоне приведен на рис. 1, где в плане поперечного сечения активной зоны показаны модули векторов смещения центров кассет относительно их проектных положений для 10 топливной кампании одного из блоков Запорожской АЭС [4].

Измерения кривизны ТВС в составе активных зон выполнялись по специальной методике с применением специально разработанного оборудования специалистами ОКБ "Гидропресс" [6].

Тепловыделяющая сборка реактора ВВЭР-1000 представляет собой многостержневую конструкцию [6], состоящую из стержней двух типов: тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) в количестве 312 шт. и направляющих каналов (НК) в количестве 18 шт. вместе с центральным измерительным каналом в количестве 1 шт. Все стержни закреплены в опорной решетке нижнего хвостовика, а НК и центральный канал закреплены каким-либо образом в головке ТВС – такая система закрепления стержней связывает конструкцию в единое целое. Схематичное изображение конструкции ТВС приведено на рис. 2.

По длине ТВС расположены 15 дистанционирующих решеток (ДР) высотой 20 мм, содержащих определенной формы ячейки толщиной 0,25 мм, предназначенные для размещения стержней. Дистанционирующие решетки связывают пучок стержней посредством упругих натягов, создаваемых в процессе сборки ТВС за счет разности диаметров ячеек ДР и стержней. Номинальные диаметры ТВЭЛ в настоящее время составляют 9,1 мм, диаметры НК и центрального канала – 13,0 мм (возможны варианты конструкции и с другими размерами стержневых элементов). Натяги в ячейках ДР могут достигать нескольких десятых долей миллиметра, обеспечивая конструкции определенные начальные характеристики изгибной жесткости.

В процессе работы реактора при воздействии внешних сил изгиб ТВС как многостержневой многосвязной пространственной конструкции является суммой изгибов двух форм: продольного изгиба – от действия осевой силы, сопровождающегося из-

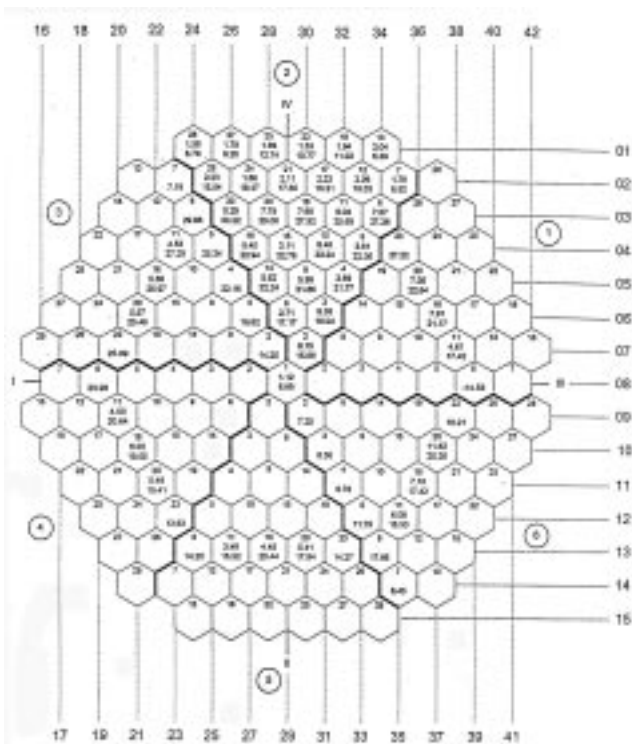


Рис.1 Картограмма максимальных искривлений ТВС в 10 топливной кампании:

- номер ТВС в секторе 60-градусной симметрии
- максимальный изгиб в начале 10 топливной кампании
- максимальный изгиб в конце 10 топливной кампании

менением длины стержней (удлинением или укорочением – по разные стороны нейтральной поверхности изгиба), и поперечного изгиба – от действия нагрузок на ДР (со стороны ДР соседних ТВС), сопровождающегося изгибами стержней в промежутках между ДР. Продольный изгиб возрастает при проскальзывании стержней (всех или части) в одной или нескольких (всех) ДР, а поперечный изгиб возрастает в случае, когда условия закрепления стержней в ДР допускают поворот их осей относительно осей ячеек ДР.

Конструктивно ТВС выполняется так, чтобы условия закрепления стержней в ДР обеспечивали ей в исходном состоянии такую изгибную жесткость, при которой типичные внешние нагрузки (осевая сила, поперечные реактивные силы от соседних ТВС, гидравлические силы) не приводили бы к существенному изгибу ТВС. Однако такое состояние сохраняется только на начальном этапе работы ТВС.

В результате длительного воздействия эксплуатационных факторов, в первую очередь нейтронного потока и рабочих температур, характеристики изгибной жесткости ТВС существенно уменьшаются (в пределе более чем в 300 раз).

Причиной этого является релаксация упругих натягов (до полного их исчезновения) в парах «твэл – ячейка ДР» вследствие терморадикационной ползучести материала ДР и даже образование в них зазоров из-за обжатия оболочек твэлов внешним давлением. Также имеет место релаксация натягов в парах «НК – ячейка ДР».

Столь значительное уменьшение изгибной жесткости ТВС принципиально меняет характер ее поведения в активной зоне при длительной эксплуатации: возникают изгибы ТВС сложной пространственной формы с отклонениями осей ТВС от исходного положения на величину, достигающую предельно разрешенной, исходя из геомет-

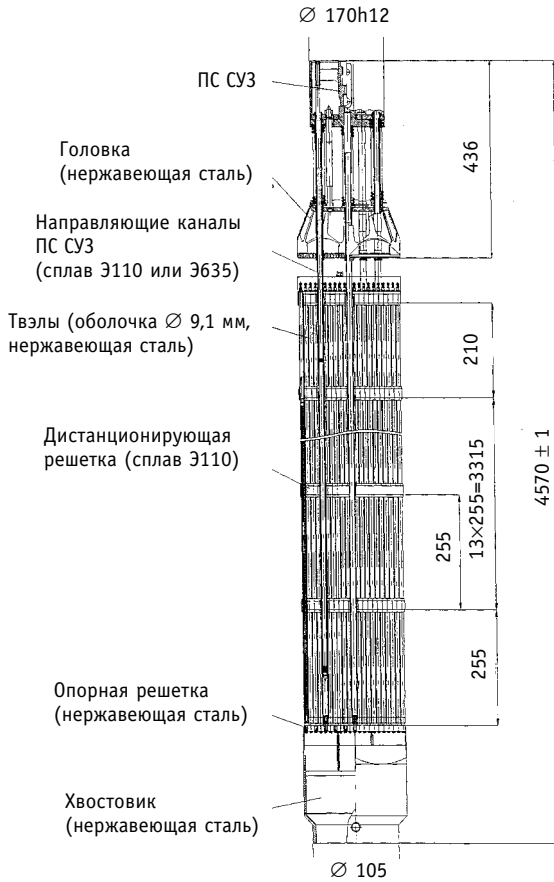


Рис. 2. Схематичное изображение конструкции ТВС ВВЭР-1000

рических возможностей упаковки ТВС в активной зоне с учетом конструктивных сборочных зазоров. При этом возможно появление больших зазоров между периферийными твэлами соседних искривленных ТВС, что нарушает теплотехническую надежность этих твэлов вследствие всплеска в них энерговыделения. Большая свобода для перемещения в тангенциальном направлении вызывает преимущественно вихреобразную закрутку активных зон и, следовательно, максимальное искривление ТВС в рабочих условиях. Имеются экспериментальные данные об искривлении ТВС в действующих реакторах, например, [4].

ОСНОВНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ РАСЧЕТНЫХ МОДЕЛЕЙ И РАСЧЕТНЫЕ СРЕДСТВА

Активная зона, располагающаяся внутри цилиндрической обечайки (выгородки), каждый элемент которой (ТВС) зафиксирован в посадочном месте в опорной плите и вверху в плите блока защитных труб (БЗТ) с осевым нагружением, моделируется набором элементов с определенными неоднородными свойствами, испытывающих нейтронное и температурное воздействие. Каждая из ТВС имеет возможность механически взаимодействовать с соседними ТВС или выгородкой в 15 уровнях по высоте шестью гранями через дистанционирующие решетки.

Реактивные силы взаимодействия между кассетами и деформации кассет определяются из решения задачи о совместной деформации и равновесного состояния всего ансамбля кассет.

Положения модели расчета термомеханического поведения зоны в целом.

1. Изгибные деформации тепловыделяющих сборок моделируются в рамках балочной модели:

- тепловыделяющая сборка представляется балкой с запрещенными перемещениями в верхней и нижней точках;
- эта балка имеет шестигранное сечение и переменную по длине жесткость, меняющуюся в процессе нагружения с учетом осевой силы и проскальзывания твэлов.

2. Силы действуют на грани (решетки) только перпендикулярно к ним (силы трения между сборками не учитываются).

3. Кручение сборок не учитывается.

4. Контакты между сборками могут иметь место в фиксированных точках по высоте сборок (на уровнях расположения решеток).

5. Изменения размеров под ключ решеток от контактных сил моделируются специальными элементами (пружинками), имеющими определенную жесткость и условно расположенными в центрах граней на уровнях контакта.

6. Деформации радиационной ползучести учитываются согласно теории ползучести старения.

Решение задачи ползучести сводится к решению ряда псевдоупругих задач с приведенными модулями. При этом имеется возможность рассчитывать механическое состояние активной зоны за один шаг или при необходимости за несколько шагов. Применение пошагового метода расчета деформаций ползучести в приращениях является по существу реализацией неявной схемы расчета деформаций ползучести по теории течения. Такое решение, когда на каждом шаге определяется приращение деформации к деформациям, накопленным на предыдущих шагах и учитываемым в свободных членах уравнений совместности деформаций, позволяет учитывать изменение напряжений в процессе деформации активной зоны и перестраивать матрицу жесткости с учетом изменения состояния кассет и условий нагружения.

Положение элемента зоны (ТВС) складывается из трех составляющих: номинальное вертикальное положение, отклонение от него вследствие свободного изгиба и смещение оси от последнего под действием контактных сил в процессе работы реактора.

Все элементы зоны нумеруются последовательно начиная с центрального элемента зоны по спирали, раскручивающейся по часовой стрелке от центра по гексагональным рядам. Этот номер полностью характеризует положение сборки в номинальной геометрии и позволяет при необходимости перейти к координатам недеформированной оси сборки (X и Y) в глобальной системе координат, начало которой совпадает с центром сечения центрального шестигранника, а ось Z - с осью центральной сборки.

Смещения осей сборок в процессе работы реактора отсчитываются от этого номинального положения.

Грани шестигранника нумеруются цифрами от 1 до 6.

В соответствии с положением об ограниченном числе возможных уровней контакта между сборками (уровни расположения дистанционирующих решеток) в работе используется также следующая индексация: уровни возможного контакта нумеруются сверху вниз, при этом величины, соответствующие верхнему уровню, имеют индекс 1, а величины, соответствующие нижним уровням, - от 2 до n , где количество уровней n определяется конструкцией сборки.

Уравнениями равновесия для системы ТВС активной зоны будут уравнения, обеспечивающие равенство изгибных сил, действующих на сборку, равнодействующей контактных сил по граням:

$$\begin{cases} P_{x,i} = \frac{\sqrt{3}}{2} (Q_{5,i} + Q_{6,i} - Q_{2,i} - Q_{3,i}); \\ P_{y,i} = Q_{4,i} - Q_{1,i} + \frac{1}{2} (Q_{3,i} + Q_{5,i} - Q_{2,i} - Q_{6,i}), \end{cases} \quad (1)$$

где $P_{x,i}, P_{y,i}$ - изгибные силы, действующие на сборку по X и Y направлениям на уровне i ($i=1, n$); $Q_{m,i}$ ($m = 1, \dots, 6$) - контактная сила, действующая на m -ю грань дистанционирующей решетки на уровне i .

Кроме этого на каждом возможном уровне контакта должно выполняться условие равенства контактных сил на противоположных гранях двух соседних сборок А и В

$$Q_{m,i}^A = Q_{(m+3) \bmod 6,i}^B. \quad (2)$$

Расчетная схема деформирования и нагружения ТВС контактными силами на двух ДР показана на рис. 3.

Условие совместности деформаций для двух сборок А и В выражает тот факт, что контуры граней балок в местах контактов (дистанционирующих решеток) этих сборок не могут перекрываться, т.е. зазор между осями ТВС в данном сечении должен быть больше или равен сумме половин размеров под ключ контактирующих сборок с учетом осаживания двух смежных граней за счет контактных сил.

Рассмотрим две соседние сборки (среди N сборок, составляющих исследуемую упаковку активной зоны).

Расстояние между осями двух соседних ТВС после деформации равно

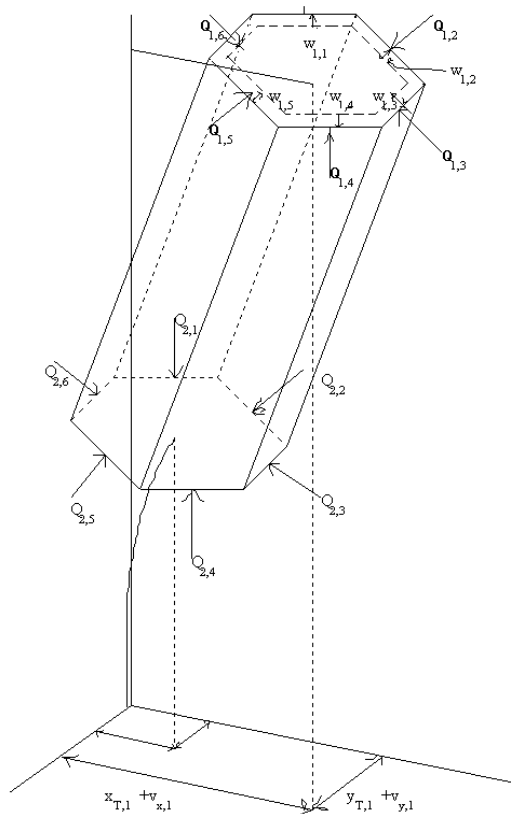


Рис.3. Схема нагружения двух ДР ТВС поперечными силами взаимодействия с соседними ТВС

$$\vec{AB} = \{x_{T,i}^A; -x_{T,i}^B + v_{x,i}^A; -v_{x,i}^B; y_{T,i}^A; -y_{T,i}^B + v_{y,i}^A; -v_{y,i}^B\} \quad (3)$$

где $x_{T,i}^j, y_{T,i}^j$ - координаты свободного изгиба j -той сборки на уровне i ($j = A, B; i = 1, n$); $v_{x,i}^j, v_{y,i}^j$ - перемещение оси j -той сборки (центра шестигранника) на уровне i от положения свободного изгиба по осям X и Y , вызванное действием изгибных сил.

Пусть $\vec{\Psi}$ - единичный вектор прямой O_1O_2 , соединяющей центры соседнихборок и проходящей через m -тую грань шестигранника A и $(m+3)_{\text{mod}6}$ -ую грань шестигранника B в недеформированной решетке, тогда

$$AB' = AB \cdot \vec{\Psi} = |AB| \cdot |\vec{\Psi}| \cos(AB, \vec{\Psi}), \quad (4)$$

и условие неперекрывтия сечений будет выглядеть следующим образом:

$$AB' \geq \frac{S_i^A + S_i^B}{2} - W_{m,i}^A - W_{(m+3)_{\text{mod}6},i}^B,$$

где $W_{m,i}^A$ - изменение размера под ключ (условно называемое далее по тексту прогибом) m -той грани сборки A на уровне i от действия контактных сил; $W_{(m+3)_{\text{mod}6},i}^B$ - прогиб грани сборки B , примыкающей к m -той грани сборки A на уровне i ; S_i - размер под ключ шестигранников A и B на уровне i до начала деформирования на данном шаге.

Подставив в последнее неравенство значение AB' из (3) и (4), окончательно получаем следующий вид условия совместности деформаций ДР для двух соседнихборок A и B :

$$\begin{aligned} & (v_{x,i}^A - v_{x,i}^B) \Psi_m^1 + (v_{y,i}^A - v_{y,i}^B) \Psi_m^2 - W_{m,i}^A - W_{(m+3)_{\text{mod}6},i}^B + \\ & + \frac{S_i^A}{2} + \frac{S_i^B}{2} + (x_{T,i}^A - x_{T,i}^B) \Psi_m^1 + (y_{T,i}^A - y_{T,i}^B) \Psi_m^2 \leq 0, \end{aligned} \quad (5)$$

где $\vec{\Psi}_m = \{\Psi_m^1, \Psi_m^2\}$ - направляющие косинусы прямой O_1O_2 в номинальной геометрии.

Наряду с описанными уравнениями равновесия и совместности деформаций, записанными для всех элементов зоны, для решения задачи необходимо использовать соотношения, выражающие связь между перемещениями и силами, а именно:

$$Q_{m,i} = 2\chi_i W_{m,i} \quad (6)$$

$$\begin{cases} v_{x,i} = \sum_{j=1}^n k_{ij} P_{x,j}; \\ v_{y,i} = \sum_{j=1}^n k_{ij} P_{y,j}, \end{cases} \quad (7)$$

где χ_i - половина жесткости грани на прогиб на уровне i ; k_{ij} - коэффициенты влияния Максвелла, представляющие собой смещения оси балки на уровне i под действием единичной силы, приложенной на j -том уровне. В матричном виде последнее соотношение запишется как

$$\begin{cases} \vec{v}_x = [K] \vec{P}_x; \\ \vec{v}_y = [K] \vec{P}_y. \end{cases} \quad (8)$$

Полученная замкнутая система уравнений позволяет определить контактные силы и смещения осейборок, вступивших во взаимодействие. При этом соотношения со-

вместности деформаций в зависимости от распределения зазоров становятся точными равенствами, если контакт между сборками есть, или заменяются условием равенства нулю соответствующей контактной силы в случае отсутствия контакта. Поскольку распределение зазоров между сборками заранее не известно, задача становится нелинейной. Для ее решения используется энергетический метод.

Поиск равновесного положения системы ТВС активной зоны проводится в соответствии с вариационным принципом Лагранжа [9], когда уравнения равновесия заменяют условием минимума потенциальной энергии системы при выполнении условий совместности деформаций.

Потенциальная энергия системы ТВС активной зоны является суммой потенциальных энергий деформирования отдельныхборок, которые, в свою очередь, складываются из энергии изгиба сборки за счет сил реакции со стороны соседних ТВС и энергии прогиба граней под действием контактных сил на всех уровнях контакта:

$$2U = P_x V_x + P_y V_y + \sum_{i=1}^n \sum_{m=1}^6 Q_{m,i} w_{m,i} + U(N_z). \quad (9)$$

Осевые силы, действующие на сборку, определяются воздействием на нее пружинных блоков и несущественно меняются в процессе работы на данном шаге, поэтому вариация потенциальной энергии деформирования балки, связанной с влиянием осевой силы, определяется изменением осевых деформаций балки. Величины осевого удлинения существенно меньше (более чем на порядок) боковых смещений оси сборки при изгибе, поэтому членом $U(N_z)$ в итерациях можно пренебречь.

Решение задачи в каждом шаге сводится к определению значений усилий взаимодействия между всеми кассетами $Q_{m,i}$, удовлетворяющих условию минимума потенциальной энергии деформации всей системы кассет (9) и условиям совместности деформаций (5) всех кассет.

Используя зависимости (1), (6)-(8), можно выразить потенциальную энергию для кассеты в виде квадратичной формы от прогибов граней на всех уровнях контактов:

$$U = \sum_{i=1}^n \sum_{m=1}^6 \chi_i w_{m,i}^2 + \frac{1}{2} \bar{\beta}_x [K] \bar{\beta}_x + \frac{1}{2} \bar{\beta}_y [K] \bar{\beta}_y, \quad (10)$$

где

$$\begin{cases} \bar{\beta}_{x,i} \\ \bar{\beta}_{y,i} \end{cases} = \begin{cases} 2\chi_i \cdot \frac{\sqrt{3}}{2} (w_{2,i} + w_{3,i} - w_{5,i} - w_{6,i}) \\ 2\chi_i \cdot \left(w_{1,i} + \frac{1}{2} w_{2,i} - \frac{1}{2} w_{3,i} - w_{4,i} - \frac{1}{2} w_{5,i} + \frac{1}{2} w_{6,i} \right) \end{cases}$$

Эту квадратичную форму можно записать в матричном виде:

$$U = \frac{1}{2} \bar{w}^T C \bar{w},$$

где $\bar{w}^T = \{w_{1,1}, w_{2,1}, \dots, w_{6,n}\}$ - вектор, состоящий из прогибов граней на n уровнях возможного контакта; C - симметричная, положительно определенная матрица энергии размерности $(6n \times 6n)$.

Общая энергия деформирования системы элементов активной зоны реактора будет являться суммой таких квадратичных форм и в матричном виде может быть представлена как

$$U = \frac{1}{2} \bar{w}^T C \bar{w},$$

где $\bar{w}^T = \{w_{1,1}^1, \dots, w_{6,n}^1, w_{1,1}^2, \dots, w_{6,n}^N\}$; N - число элементов в зоне; C - матрица энергии системы ТВС зоны размерности $(6nN \times 6nN)$.

Используя (6)-(8), уравнение совместности деформаций (5) можно записать в следующем виде:

$$\sum_{j=1}^n [(k_{ij} \beta_{x,j})^A - (k_{ij} \beta_{x,j})^B] \Psi_m^1 + \sum_{j=1}^n [(k_{ij} \beta_{y,j})^A - (k_{ij} \beta_{y,j})^B] \Psi_m^2 - w_{m,i}^A - w_{(m+3) \bmod 6, i}^B + \frac{S_i^A}{2} + \frac{S_i^B}{2} + (x_{T,i}^A - x_{T,i}^B) \Psi_m^1 + (y_{T,i}^A - y_{T,i}^B) \Psi_m^2 \leq 0, \quad (11)$$

где i - номер уровня, для которого записываются уравнения совместности.

В матричной форме для всей системы ТВС зоны это условие совместности деформаций примет вид

$$B \bar{w} - \bar{b} \leq 0,$$

где B - матрица коэффициентов; \bar{b} - вектор свободных членов.

Таким образом, задача определения равновесного состояния системы элементов активной зоны реактора сводится к следующей задаче нелинейного программирования:

$$\text{минимизировать } \frac{1}{2} \bar{w}^T C \bar{w},$$

$$\text{при условиях } B \bar{w} - \bar{b} \leq 0.$$

Основы решения указанной задачи градиентным методом [10] разрабатывались ранее применительно к исследованию деформаций ТВС в активной зоне быстрого реактора [11].

Наряду с энергетическим методом был разработан метод прямого итерационного решения замкнутой системы уравнений равновесия (1), (2), упрощенных условий совместности деформаций (5), в которых исключены прогибы граней w , и соотношений (7), (8), записанных для всех кассет зоны.

Для решения рассмотренных задач разработан код РАНДЕВУ-3, в котором равновесное состояние элементов активной зоны находится итерационным путем на каждом шаге счета. Энергетический метод расчета усилий взаимодействия кассет с использованием балочной модели реализован в коде АСМЕ, разработанном в ФЭИ для расчета поведения активных зон быстрых реакторов [12]. Код АСМЕ был верифицирован в рамках координационной исследовательской программы МАГАТЭ [13] и показал практически полное совпадение результатов расчетов тестовых задач с зарубежными конечно-элементными кодами. Код АСМЕ прошел процедуру верификации в ГАН РФ (паспорт ПС № 41 от 23.05.96 г.). Следует отметить, что в коде РАНДЕВУ-3 применяется методология и пошаговая расчетная процедура для анализа поведения ансамбля ТВС в активной зоне реактора, аналогичная верифицированной методологии и процедуре, использованной в коде АСМЕ. В свою очередь, вторая методика прямых итерационных расчетов была протестирована по результатам расчетов, проведенных энергетическим методом.

Отметим, что типичное количество итераций на каждом шаге счета составляет $\sim 10^3$, что соответствует количеству обращений к каждой кассете для определения ее деформации.

Из сказанного следует, что для решения задачи о расчете зоны в целом должна использоваться достаточно простая модель расчета отдельно взятых кассет, не требующая больших затрат машинного времени на определение ее реакции на приложенные нагрузки.

Рассмотрены две возможности создания расчетной модели для одиночной ТВС: конечно-элементная и балочно-стержневая. Для вышеназванных целей использована балочно-стержневая модель расчета одиночных ТВС, т.к.

- балочно-стержневая модель позволяет иметь существенно меньшую размерность задачи по сравнению с подробным конечно-элементным описанием;
- в балочно-стержневой схеме проще ввести физические модели проскальзывания твэлов и НК в отдельных ячейках некоторых ДР, расслабления натягов и образования зазоров в ячейках ДР с течением времени, сопротивления повороту твэлов и НК в ячейках ДР, связанном с искривлением ТВС;
- балочно-стержневая модель дает существенный выигрыш во времени счета и необходимых ресурсах ЭВМ по сравнению с конечно-элементным подходом.

На основе балочно-стержневой модели одиночной кассеты создан расчетный код ТЕРЕМОК, учитывающий радиационное распухание и анизотропный рост материалов, радиационно-термическую ползучесть, температурные деформации, индивидуальное формоизменение твэлов, изменение натягов в ячейках ДР и образование зазоров, свободные повороты твэлов в твэльных ячейках с зазорами при искривлении ТВС, изменение сил трения и проскальзывание твэлов и НК в ячейках ДР, сопротивление ДР повороту твэлов и НК при искривлении ТВС, неоднородность свойств материалов и облучения по объему ТВС и во времени.

Описание балочно-стержневой модели деформирования бесчехловой ТВС приведено в [14].

БЛАГОДАРНОСТЬ

Авторы выражают благодарность за вклад в работу по созданию расчетной модели и кода РАНДЕВУ-3 бывшему сотруднику ГНЦ РФ-ФЭИ Л.В. Матвеевко.

Литература

1. *Jacobson S. and Francillon E.* Incomplete Control Rod Insertion due to Extreme Fuel Element Bow // Nuclear fuel and control rod: operation experience, design evolution and safety aspects. OECD Meeting, Madrid, November 1996.
2. *Wilson H. W.* Incomplete RCCA Insertion. Observations in Westinghouse – Fueled Plants // Nuclear fuel and control rod: operation experience, design evolution and safety aspects. OECD Meeting, Madrid, November 1996.
3. *Hollasky N. A.* Belgian Licensing Requirements: Mixed Cores and Control Rods Insertion Problem Aspects. // Nuclear fuel and control rod: operation experience, design evolution and safety aspects. OECD Meeting, Madrid, November 1996.
4. *Afanasyev A. A., Ignatenko I.* The Summary Experience of the Ukrainian Reactor Core (WWER-1000) Operation with Fuel Assembly Bow. PWR and WWER fuel assembly bow. Workshop in Rez. February 1998.
5. *Guerogueiev I. A.* FA Deformation in the Core, Problems and Solutions at Unit 5 and 6 Kozloduy NPP. PWR and WWER fuel assembly bow. Workshop in Rez. February 1998.
6. *Федоров В. Г. и др.* Опыт эксплуатации ТВС ВВЭР-1000 и мероприятия по обеспечению безопасности и теплотехнической надежности. PWR and WWER fuel assembly bow. Workshop in Rez. February 1998.
7. *Troyanov V.* The Results of Calculation Analysis of Mechanisms and Causes of Fuel Assembly Bending in the Reactor. PWR and WWER fuel assembly bow. Workshop in Rez, February 1998.
8. Design and Performance of WWER Fuel. Technical Reports Series №. 379/IAEA, Vienna, 1996.
9. *Работнов Ю. Н.* Механика деформируемого твердого тела. - М.: Наука, 1979.

10. *Васильев Ф.И.* Численные методы решения экстремальных задач. - М.: Наука, 1985.
11. *Лихачев Ю.И., Матвеев Л.В.* Метод расчета усилий взаимодействия и деформаций ТВС быстрого реактора // Атомная энергия. - 1985. - Т. 58. - Вып. 4.
12. *Забудько Л.М., Лихачев Ю.И., Прошкин А.А.* Работоспособность ТВС быстрых реакторов. - М.: Энергоатомиздат, 1988.
13. *Anderson R.G., Maeda K.* Verification and validation of LMFBR static core mechanic codes, report on an IWGFR coordinated research programme. // Proc. of int. conf. «Fast reactor core and fuel structural behaviour», 4-6 June 1990. // British Nuclear Energy Society, Inverness, 1990.
14. *Троянов В.М., Лихачев Ю.И., Фоломеев В.И.* Метод расчета продольно-поперечного изгиба бесчехловой ТВС ВВЭР-1000 при эксплуатационных нагрузках // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2002. - №2.

Поступила в редакцию 25.05.2002

МЕТОД РАСЧЕТА ПРОДОЛЬНО-ПОПЕРЕЧНОГО ИЗГИБА БЕСЧЕХЛОВОЙ ТВС ВВЭР-1000 ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ НАГРУЗКАХ

В.М.Троянов, Ю.И.Лихачев, В.И.Фоломеев

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



В статье изложены методы расчета термомеханики бесчехловых тепло-выделяющих сборок (ТВС) ВВЭР-1000, основанные на использовании балочно-стержневой модели изгиба кассеты. Представлены методы решения задач продольно-поперечного изгиба ТВС, моделируемой многосвязной стержневой системой и балкой. Методы решения нелинейных задач изгиба ТВС учитывают радиационные эффекты в материалах, трение и проскальзывание твэлов и направляющих каналов в дистанционирующих решетках, внешние силовые, весовые и гидравлические нагрузки для произвольных условий эксплуатации. Решение системы уравнений, описывающих продольно-поперечный изгиб бесчехловой ТВС, реализовано в расчетном коде ТЕРМОК.

ВВЕДЕНИЕ

Расчетное моделирование термомеханического поведения активной зоны ВВЭР-1000, методология которого изложена в [1], основано на использовании модели термомеханического поведения отдельно взятой бесчехловой ТВС. Настоящая статья посвящена описанию названной модели.

Балочно-стержневая модель изгиба бесчехловой кассеты использует балочный аналог ТВС при рассмотрении продольного изгиба и стержневое представление кассеты при решении задачи поперечного изгиба пучка твэлов и направляющих каналов (НК) в пролетах между дистанционирующими решетками (ДР).

Поперечный и продольный изгибы указанной ТВС происходят под действием осевой сжимающей силы N и поперечных сил взаимодействия P между контактирующими ТВС, приложенных к дистанционирующим решеткам.

При разработке балочно-стержневой модели деформирования бесчехловой кассеты ВВЭР-1000 были использованы подходы, положенные в основу балочной модели деформирования ТВС быстрого реактора, разработанной в ФЭИ [2].

Приведенные в настоящей статье уравнения и их решения относятся к одному шагу по времени в использованном методе пошагового расчета в рамках теории ползучести старения [1].

Работа выполнялась при содействии ОАО "ТВЭЛ".

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОПЕРЕЧНОГО ИЗГИБА ТВС

Бесчехловая тепловыделяющая сборка представляет собой пучок стержней (твэлов и НК), связанных между собой дистанционирующими решетками, расположенными с достаточно большим шагом. Изгиб стержней в пролетах между решетками в значительной мере зависит от сопротивления ячеек ДР повороту стержней относительно решетки.

При воздействии на ДР поперечных сил P_i от соседних ТВС имеет место поперечный изгиб стержней, продольная сила N также дает вклад в этот поперечный изгиб.

Если считать, что ячейки ДР полностью запрещают поворот стержней, то изгиб ТВС от поперечных сил определяется прогибами в отдельных пролетах между ДР несвязанных стержней (с собственными жесткостями стержней D), нагруженных соответствующими поперечными силами, с запрещенными поворотами на концах.

Собственные жесткости на изгиб оболочек твэлов и трубок НК определяются соотношениями

$$D_n^* = E_n^* \cdot J^*, \bar{D}_k = \bar{E}_k \cdot \bar{J}, \tag{1}$$

где E_n^* и E_k - приведенные модули упругости материалов оболочек твэлов и трубок НК, определяемые согласно теории ползучести старения; $J^* = \frac{\pi}{64} d^{*4} (1 - \gamma^{*4})$

и $\bar{J} = \frac{\pi}{64} \bar{d}^4 (1 - \bar{\gamma}^4)$ - осевые моменты инерции оболочки твэла и трубки НК; d^* и \bar{d} - наружные диаметры твэла и трубки НК; γ^* и $\bar{\gamma}$ - отношения внутренних диаметров к наружным для оболочки твэла и трубки НК.

Для весьма мягких ячеек ДР вклад поперечного изгиба в формоизменение ТВС определяется изгибом несвязанных по всей длине стержней и может быть весьма большим.

В случае рассмотрения реальных жесткостей ячеек для определения формоизменения ТВС используются следующие предпосылки.

1. Приложенная к ДР в заданной плоскости XOZ внешняя сила P_i передается через ячейки на твэлы и НК. В этой плоскости на твэлы и НК в рассматриваемой ДР действуют различные силы P_{in}^* и \bar{P}_{ik} , сумма которых равна внешней силе:

$$P_i = \sum_{n=1}^{n_\Sigma} P_{in}^* + \sum_{k=1}^{k_\Sigma} \bar{P}_{ik}, \tag{2}$$

где $n_\Sigma = 312$ и $k_\Sigma = 19$ - числа твэлов и НК в ТВС включая центральную трубку.

2. Твэлы и НК нагружены осевыми силами от ячеек ДР, равными силам трения в этих ячейках:

$$T_{in}^* = F^* (\sigma_{Zn(i+\delta)}^* - \sigma_{Zn(i-\delta)}^*), \tag{3}$$

$$\bar{T}_{ik} = \bar{F} (\bar{\sigma}_{Zk(i+\delta)} - \bar{\sigma}_{Zk(i-\delta)}^*), \tag{4}$$

где $F^* = \frac{\pi}{4} d^{*2} (1 - \gamma^{*2})$, $\bar{F} = \frac{\pi}{4} \bar{d}^2 (1 - \bar{\gamma}^2)$ - площади поперечных сечений оболочки твэла и трубки НК; $\sigma_{Zn(i+\delta)}^*$, $\sigma_{Zn(i-\delta)}^*$ и $\bar{\sigma}_{Zk(i+\delta)}$, $\bar{\sigma}_{Zk(i-\delta)}$ - осевые напряжения в твэлах и НК за и перед i -ой ДР. Здесь δ - малая окрестность i -ой точки. Эти напряжения берутся из задачи продольного изгиба ТВС (см. ниже).

Твэлы и НК нагружены также осевыми весовыми нагрузками q^* , \bar{q} и гидравлическими силами трения q_r^* и \bar{q}_r так, что на их i -ый пролет действуют осевые нагруз-

ки:

$$(q_0^* - q_{0r}^*)(Z_i^0 - Z_{i-1}^0) - \text{на твэл,}$$

$$(\bar{q}_0 - \bar{q}_{0r})(Z_i^0 - Z_{i-1}^0) - \text{на НК.}$$

Здесь q_0^* и \bar{q}_0 - вес единицы длины твэла и трубки НК, q_{0r}^* и \bar{q}_{0r} - приходящаяся на единицу длины твэла и НК гидравлическая сила.

3. Нагруженные силами P_{in}^* , T_{in}^* , q^* , q_r^* твэлы и силами \bar{P}_{ik} , \bar{T}_{ik} , \bar{q} , \bar{q}_r направляющие каналы изгибаются как свободные стержни (с жесткостями оболочек твэлов и трубок НК), но их свободному изгибу противодействуют ДР, в ячейках которых они могут поворачиваться, лишь преодолевая определенное сопротивление в виде реактивных моментов M_{in}^* и \bar{M}_{ik} .

4. Твэлы и НК в одной ДР могут иметь различные углы поворота относительно решетки ($\theta_{in}^* - \theta_i^p$) и ($\bar{\theta}_{ik} - \theta_i^p$), но у них должны быть одинаковые прогибы вместе с решеткой. Сама ДР при этом может поворачиваться на угол θ_i^p как целая конструкция за счет продольных деформаций твэлов и НК, обусловленных продольным изгибом ТВС с жесткостью сечения связанных стержней (см. ниже).

5. Твэлы и НК, поворачиваясь в ячейках относительно ДР, встречают сопротивление реактивными моментами, пропорциональными углам поворота

$$\begin{aligned} M_{in}^* &= C_{in}^*(\theta_{in}^* - \theta_i^p), \\ \bar{M}_{ik} &= \bar{C}_{ik}(\bar{\theta}_{ik} - \theta_i^p), \end{aligned} \quad (5)$$

где C_{in}^* и \bar{C}_{ik} - жесткости "на поворот" ячеек твэлов и НК дистанционирующих решеток.

6. Твэлы и НК нагружают ячейки ДР моментами, равными реактивным моментам M_{in}^* и \bar{M}_{ik} и направленными им навстречу. В результате дистанционирующая решетка в целом нагружается реактивным моментом, равным

$$M_{in}^p = -\sum_{n=1}^{n_s} M_{in}^* - \sum_{k=1}^{k_s} \bar{M}_{ik}. \quad (6)$$

7. Кроме реактивных моментов твэлы и НК нагружают решетки реактивными силами, равными силам трения T_{in}^* , \bar{T}_{ik} и направленными навстречу осевым силам, приложенным к стержням (рис.1 и 2). Указанные реактивные силы обуславливают действие дополнительных реактивных моментов на решетках

$$M_{iT}^p = (U_i + V_i + U_{0i}) \left(\sum_{n=1}^{n_s} T_{in}^* + \sum_{k=1}^{k_s} \bar{T}_{ik} \right),$$

где V_i - прогиб i -ой ДР в продольном изгибе ТВС (см. ниже); U_{0i} - начальные прогибы ДР.

В результате на каждую решетку действует суммарный реактивный момент

$$M_i^p = M_{in}^p + M_{iT}^p. \quad (7)$$

Эти моменты, действующие в заданной плоскости на всех ДР, обуславливают деформирование балки ТВС по схеме продольного (чистого) изгиба (см. ниже).

Согласно изложенным выше предпосылкам для определения формоизменения твэлов и НК от приложения поперечных сил и сил трения в случае реальных жесткостей ячеек должны быть решены задачи изгиба многопролетных неразрезных балок с жесткостями отдельных стержней D_{in}^* и \bar{D}_{ik} , которые в сечениях ДР нагружены си-

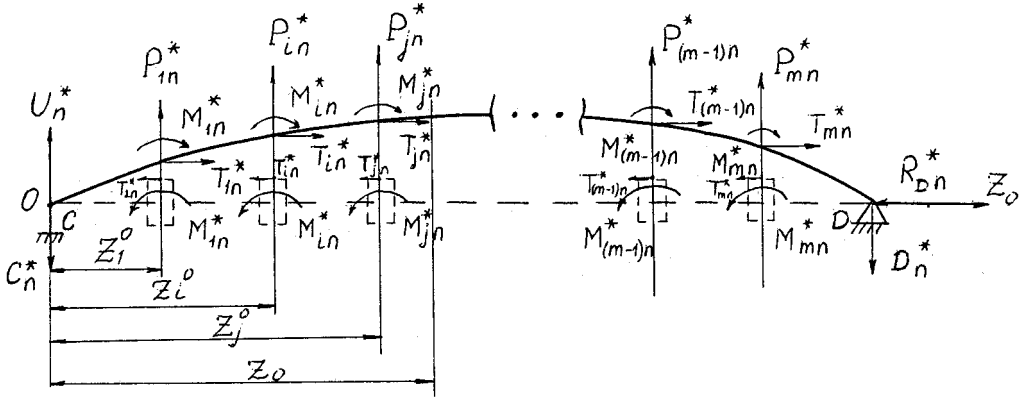


Рис.1. Расчетная схема продольно-поперечного изгиба твэлов

лами P_{in}^* , P_{ik}^* , T_{in}^* , T_{ik}^* и реактивными моментами от решеток M_{in}^* , M_{ik}^* , зависящими от углов поворота стержней в сечении и жесткостей ячеек ДР. У этих балок должны быть одинаковые прогибы U_i^* и \bar{U}_i в сечениях ДР, т.е. должны выполняться следующие условия:

$$U_{i1}^* = U_{i2}^* = \dots = U_{in_\Sigma}^* = \bar{U}_{i1} = \bar{U}_{i2} = \dots = \bar{U}_{ik_\Sigma} = \bar{U}_i. \quad (8)$$

На рис.1 и 2 показаны расчетные схемы этих балок с шарнирно закрепленными концами. Сечение С расположено на нижнем торце головки, а сечение D - в опорной решетке. Для пролетов твэльной балки (рис.1) можно записать следующее дифференциальное уравнение изогнутой оси в плоскости XOZ:

$$\begin{aligned} D_n^* \frac{d^2 U_n^*}{dZ_0^2} = & -C_n^* Z_0 + \sum_{i=1}^j P_{in}^* (Z_0 - Z_i^0) + \sum_{i=1}^j M_{in}^* - \\ & - \sum_{i=1}^j T_{in}^* (U_n^* - U_i) - (q_0^* - q_{0r}^*) \sum_{i=1}^j (Z_i^0 - Z_{i-1}^0) \left(U_n^* - \frac{U_i + U_{i-1}}{2} \right) - \\ & - \sum_{i=1}^j T_{in}^* (V_n^* - V_i + U_0 - U_{0i}) - (q_0^* - q_{0r}^*) \sum_{i=1}^j (Z_i^0 - Z_{i-1}^0) \times \\ & \times \left(V_n^* + U_0 - \frac{V_i + V_{i-1}}{2} - \frac{U_{0i} + U_{0(i-1)}}{2} \right) - K_n^* D_n^*, \end{aligned} \quad (9)$$

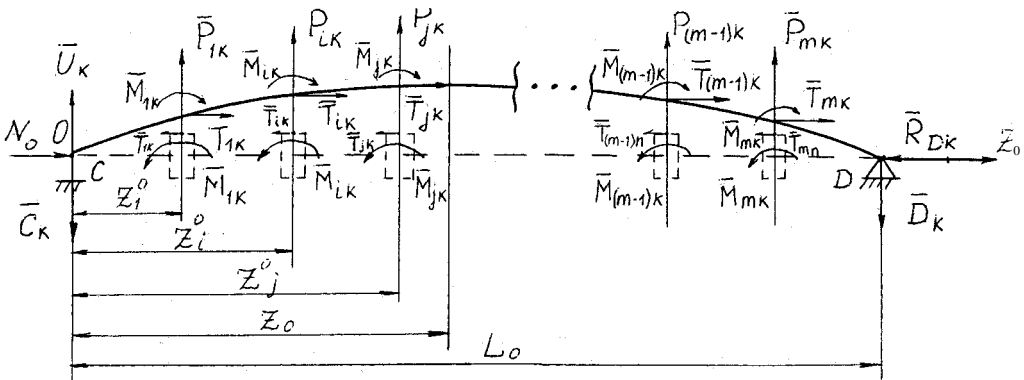


Рис.2. Расчетная схема продольно-поперечного изгиба НК

где

$$C_n^* = \frac{1}{L_0} \left[\sum_{i=1}^m P_{in}^* (L - Z_i^0) + \sum_{i=1}^m M_{in}^* + \sum_{i=1}^m T_{in}^* (U_i + V_i + U_{0i}) + \right. \\ \left. + \frac{1}{2} (\bar{q}^* - \bar{q}_{0r}^*) \sum_{i=1}^m (Z_i^0 - Z_{i-1}^0) (U_i + V_i + U_{0i} + U_{i-1} + V_{i-1} + U_{0(i-1)}) \right]$$

- реакция на левой опоре для случая шарнирно закрепленных концов твэла, L_0 - длина твэльной балки; K_n^* - обусловленная анизотропным радиационным ростом материала оболочки кривизна твэла, определяемая по разности плотности потока нейтронов на противоположных сторонах твэла.

Таким же образом может быть учтено искривление твэлов, вызванное неоднородными по поперечному сечению осевыми удлинением оболочки от взаимодействия с таблетками топливного сердечника при теплосменах и от неоднородного распределения температуры по периметру оболочки твэла.

Для пролетов балки НК (рис.2) дифференциальное уравнение изогнутой оси в плоскости XOZ имеет следующий вид:

$$\bar{D}_k \frac{d^2 U_k}{dZ_0^2} = -\bar{C}_k Z_0 + \sum_{i=1}^j \bar{P}_{ik} (Z_0 - Z_i^0) + \sum_{i=1}^j \bar{M}_{ik} - \\ - \sum_{i=1}^j \bar{T}_{ik} (U_k - U_i) - (\bar{q}_0 - \bar{q}_{0r}) \sum_{i=1}^j (Z_i^0 - Z_{i-1}^0) \left(U_k - \frac{U_i + U_{i-1}}{2} \right) - \\ - N_0 U_k - \sum_{i=1}^j \bar{T}_{ik} (\bar{V}_n - V_i + U_0 - U_{0i}) - (\bar{q}_0 - \bar{q}_{0r}) \sum_{i=1}^j (Z_i^0 - Z_{i-1}^0) \times \\ \times \left(\bar{V}_n + U_0 - \frac{V_i + V_{i-1}}{2} - \frac{U_{0i} + U_{0(i-1)}}{2} \right) - N_0 (\bar{V}_k + U_0) - \bar{K}_k \bar{D}_k, \quad (10)$$

где

$$\bar{C}_k = \frac{1}{L_0} \left[\sum_{i=1}^m \bar{P}_{ik} (L - Z_i^0) + \sum_{i=1}^m \bar{M}_{ik} + \sum_{i=1}^m \bar{T}_{ik} (U_i + V_i + U_{0i}) + \right. \\ \left. + \frac{1}{2} (\bar{q}_0 - \bar{q}_{0r}) \sum_{i=1}^m (Z_i^0 - Z_{i-1}^0) (U_i + V_i + U_{0i} + U_{i-1} + V_{i-1} + U_{0(i-1)}) \right]$$

- реакция на левой опоре для случая шарнирно закрепленных концов НК; L_0 - длина

балки НК; $N_0 = \frac{N}{k_\Sigma}$ - осевая нагрузка на каждый НК от пружинного блока; \bar{K}_k - кривизна НК, определяемая по разности плотности потока нейтронов и температуры на противоположных сторонах трубки НК.

Отметим, что в моментах от продольных сил учитываются общие прогибы стержней от поперечного изгиба U , продольного изгиба ТВС V , а также начальные прогибы ТВС U_0 .

Прогибы балок, определяемые из уравнений (9) и (10), должны удовлетворять для случая шарнирного закрепления концов следующим граничным условиям:

$$U_n^* = 0, \quad \bar{U}_k = 0 \quad \text{при } Z_0 = 0 \text{ и } Z_0 = L_0. \quad (11)$$

Уравнения (2)-(11) записываются для двух плоскостей XOZ и YOZ . Полученная система уравнений содержит $\sim 10^4$ неизвестных поперечных сил для одной ТВС.

Решение таких систем уравнений связано с большими трудностями, а численное решение требует для проведения расчетов мощных ЭВМ. При расчетах деформаций ансамбля ТВС, составляющих активную зону реактора (163 ТВС), использование описанных выше систем для расчетов деформаций отдельных ТВС представляется проблематичным.

С целью упрощения в задаче поперечного изгиба могут учитываться не все твэлы и НК по отдельности, а определенные группы твэлов и НК, представляющих всю совокупность стержней в ТВС. В этих группах стержней все нагрузки и свойства усредняются. Число неизвестных при этом может быть существенно сокращено (на один или два порядка). В пределе все стержни ТВС могут быть сведены в две группы: группа твэлов и группа НК с усредненными нагрузками и свойствами. В этом случае для одной ТВС с 15 ДР число неизвестных поперечных сил сокращается до 60.

Наряду с шарнирным закреплением концов стержней были рассмотрены другие, реализующиеся на практике варианты закрепления: два конца стержней защемлены; один конец защемлен, а другой закреплен шарнирно или свободен от закрепления (например, для твэлов).

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОДОЛЬНОГО ИЗГИБА ТВС

В задаче продольного изгиба тепловыделяющая сборка представляется балкой с соответствующим образом закрепленными концами шестигранного поперечного сечения с приведенной жесткостью, неоднородной по длине ТВС и меняющейся в процессе эксплуатации (рис. 3). Головка ТВС и ее хвостовик аппроксимируются дополнительными пролетами указанной балки с соответствующими жесткостями.

Рассматриваются различные типы закрепления концов балки (шарнирное опирание с ограниченным углом поворота, жесткая заделка и шарнирное опирание с восстанавливающим моментом трения), соответствующие условиям реальных посадок головки и хвостовика ТВС в посадочных гнездах блока защитных труб и опорных труб.

Для балки принимается справедливой гипотеза плоских сечений, что следует из малых значений деформации достаточно жестких на сдвиг дистанционирующих решеток.

В модели продольного изгиба ТВС учитываются следующие факторы:

- удлинение твэлов и НК от радиационного роста, храповых механизмов, ползучести и температурных расширений;
- расслабление начальных натягов в твэльных ячейках вследствие релаксации напряжений в пружинных элементах ДР и осаживание твэльных оболочек избыточным внешним давлением, а также изменение начальных натягов в ячейках НК, вызванное релаксацией напряжений;
- возможность проскальзывания твэлов и НК в решетках, если силы проталкивания превышают силы трения в ячейках ДР, при этом жесткость балки изменяется в соответствии с изменением областей проскальзывания.

Поскольку для балки-имитатора принята

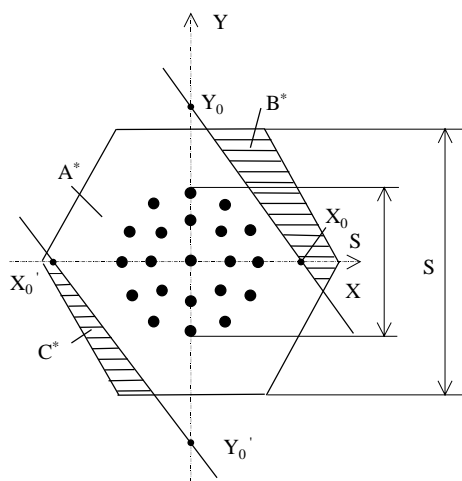


Рис.3. Расположение зон проскальзывания твэлов в сечении балки, представляющей ТВС

гипотеза плоских сечений, то области проскальзывания в поперечном сечении балки разделяются прямыми линиями (см. схему на рис. 3).

Эти линии делят сечение на три зоны:

- зона A^* , где проскальзывания твэлов нет;
- зона B^* , где твэлы проскальзывают в одном направлении;
- зона C^* , где твэлы проскальзывают в обратном направлении.

Аналогичные линии определяют зону \bar{A} - без проскальзывания НК, зону \bar{B} - проскальзывания НК в одном направлении и зону \bar{C} - проскальзывания НК в обратном направлении.

Звездой или чертой сверху обозначены компоненты, относящиеся соответственно к твэлам или НК.

Согласно гипотезе плоских сечений напряжения в твэлах при отсутствии проскальзывания определяются зависимостью

$$\sigma^* = E^*(K_x - K_x^*)y + E^*(K_y - K_y^*)x + E^*(\varepsilon_0 - \varepsilon_0^*); \quad (12)$$

в зонах проскальзывания напряжения равны

$$\sigma^* = \sum_{i=1}^j \sigma_{T,i}^* \text{sign}(\sigma^*) - p_u K. \quad (13)$$

Напряжения в НК при отсутствии проскальзывания определяются из зависимости

$$\bar{\sigma} = \bar{E}(K_x - \bar{K}_x)y + \bar{E}(K_y - \bar{K}_y)x + \bar{E}(\varepsilon_0 - \bar{\varepsilon}_0), \quad (14)$$

а в зонах проскальзывания напряжения в НК равны

$$\bar{\sigma} = \sum_{i=1}^j \bar{\sigma}_{T,i} \text{sign}(\bar{\sigma}) - \frac{N_0}{\bar{F}} - p. \quad (15)$$

Здесь обозначено $\sigma_{T,i}^* = \frac{T_0^*}{F^*}$; $\bar{\sigma}_{T,i} = \frac{\bar{T}_0}{\bar{F}}$; T_0^* и \bar{T}_0 - максимальные значения усилий трения в твэльных ячейках и ячейках НК, определяемые по усилиям поджатия стержней в ячейках.

На данном этапе предполагается, что усилия T_0^* и \bar{T}_0 однородны для данной ДР (используется усредненное значение); p - давление теплоносителя; p_u - избыточное внешнее давление на оболочку твэла; $K = \frac{F_0}{F^*}$, F_0 , F^* и \bar{F} - площади поперечных сечений твэла, оболочки твэла и трубки НК. K_x и K_y - кривизны оси балки-ТВС в плоскостях YOZ и XOZ, а X и Y - координаты расположения центров твэлов и трубок НК в поперечном сечении ТВС; ε_0 - осевое удлинение в центре тяжести сечения.

Коэффициенты $K_{x,y}^*$, $\bar{K}_{x,y}$, ε_0^* и $\bar{\varepsilon}_0$ учитывают свободные удлинения твэлов и НК от температурных расширений, радиационного роста и храповых механизмов.

Приведенные модули упругости [2] определяются зависимостями

$$E^* = \frac{E_T^*}{1 + E_T^* A^* t}, \quad \bar{E} = \frac{\bar{E}_T}{1 + \bar{E}_T \bar{A} t}, \quad (16)$$

где E_T^* и \bar{E}_T - модули упругости материалов оболочек твэлов и трубок НК при рабочей температуре; t - время облучения.

Коэффициенты A^* и \bar{A} характеризуют внутриреакторную ползучесть циркониевых сплавов, используемых для оболочек твэлов и трубок НК:

$$\xi_{\varphi}^c = A\sigma = A_{\varphi} \exp\left(-\frac{Q}{T}\right) \varphi \sigma,$$

где A_{φ} , Q - константы радиационной ползучести материалов, T - температура (К), φ - плотность потока нейтронов с энергией ($E > 0,1$ МэВ).

Условия равновесия для поперечных сечений балки-ТВС дают

$$M_x = N_q \sum_{i=1}^j (V_{yi} + U_{yi} + U_{y0i}) - M_x^n = \sum_{TB} \sigma_z^* F^* y + \sum_{HK} \bar{\sigma}_z \bar{F} y; \quad (17)$$

$$M_y = N_q \sum_{i=1}^j (V_{xi} + U_{xi} + U_{x0i}) - M_y^n = \sum_{TB} \sigma_z^* F^* x + \sum_{HK} \bar{\sigma}_z \bar{F} x; \quad (18)$$

$$N_z = -N + N_q \cdot j - (q - q_r) Z - p F_0 n_{\Sigma} = \sum_{TB} \sigma_z^* F^* + \sum_{HK} \bar{\sigma}_z \bar{F}, \quad (19)$$

где M_x, M_y, N_z - изгибающие моменты и продольная сила в данном сечении балки; M_x^n и M_y^n - изгибающие моменты от приложенных к ДР моментов, определяемых в задаче поперечного изгиба ТВС (см. выше); N_q - гидравлическая сила, действующая на одну решетку; $q = q^* + \bar{q}$ - усредненный вес единицы длины ТВС; $q_r = q_r^* + \bar{q}_r$ - усредненная по длине гидравлическая сила трения, приходящаяся на единицу длины ТВС; $N = N_0 k_{\Sigma}$ - общая осевая сила от пружинного блока ТВС.

Дискретное суммирование напряжений в правых частях уравнений (17)-(19) существенно осложняет решение задачи, поэтому применяется процедура "размазывания" сечений оболочек твэлов по площадям твэльных ячеек. Сечение ТВС представляется заполненным некоторой непрерывной (твэльной) средой с условным приведенным модулем

$$E_{\text{я}}^* = E^* \frac{F^*}{F_{\text{я}}^*},$$

где $F_{\text{я}}^* = \frac{\sqrt{3}}{2} S_{\text{я}}^2$ - площадь ячейки одного твэла для треугольной упаковки твэлов в ТВС, $S_{\text{я}}$ - расстояние между центрами твэлов.

Аналогичная процедура "размазывания" проводится для сечений трубок НК с использованием эквивалентного приведенного модуля "размазанной" среды НК

$$E_{\text{я}} = E \frac{2F}{\sqrt{3} d_{\text{нк}}^2}, \text{ где } d_{\text{нк}} - \text{усредненное расстояние между центрами рядом стоящих НК.}$$

$$\text{Площадь ячейки одного НК } F_{\text{я}} = \frac{\sqrt{3}}{2} d_{\text{нк}}^2.$$

Используя зависимости для напряжений (12)-(15) и применяя процедуру "размазывания" сечений твэлов и НК, уравнения равновесия (17)-(19) можно представить в следующем виде:

$$M_x = E_{\text{я}}^* (K_x - K_x^*) J_x(A) + E_{\text{я}}^* (K_y - K_y^*) J_{xy}(A) + E_{\text{я}}^* (\varepsilon_0 - \varepsilon_0^*) S_x(A) + \frac{F^*}{F_{\text{я}}^*} [S_x(B) - S_x(C)] \left(\sum_{i=1}^j \sigma_{T,i}^* - pK \right) +$$

$$\begin{aligned}
 & + \bar{E}_3 (K_x - \bar{K}_x) J_x(\bar{A}) + \bar{E}_3 (K_y - \bar{K}_y) J_{xy}(\bar{A}) + \\
 & + \bar{E}_3 (\varepsilon_0 - \bar{\varepsilon}_0) S_x(\bar{A}) + \frac{F}{F_r} [S_x(\bar{B}) - S_x(\bar{C})] \left(\sum_{i=1}^j \bar{\sigma}_{T,i} - N_{HK}/F - p \right); \quad (20)
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 M_y = & E_r^* (K_x - K_x^*) J_{xy}(A) + E_r^* (K_y - K_y^*) J_y(A) + \\
 & + E_r^* (\varepsilon_0 - \varepsilon_0^*) S_y(A) + \frac{F^*}{F_r} [S_y(B) - S_y(C)] \left(\sum_{i=1}^j \sigma_{T,i}^* - pK \right) + \\
 & + \bar{E}_3 (K_x - \bar{K}_x) J_{xy}(\bar{A}) + \bar{E}_3 (K_y - \bar{K}_y) J_y(\bar{A}) + \\
 & + \bar{E}_3 (\varepsilon_0 - \bar{\varepsilon}_0) S_y(\bar{A}) + \frac{\bar{F}}{\bar{F}_r} [S_y(\bar{B}) - S_y(\bar{C})] \left(\sum_{i=1}^j \bar{\sigma}_{T,i} - N_{HK}/F - p \right); \quad (21)
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 N_z = & E_r^* (K_x - K_x^*) S_x(A) + E_r^* (K_y - K_y^*) S_y(A) + \\
 & + E_r^* (\varepsilon_0 - \varepsilon_0^*) F(A) + \frac{F^*}{F_r} [F(B) - F(C)] \left(\sum_{i=1}^j \sigma_{T,i}^* - pK \right) + \\
 & + \bar{E}_3 (K_x - \bar{K}_x) S_x(\bar{A}) + \bar{E}_3 (K_y - \bar{K}_y) S_y(\bar{A}) + \\
 & + \bar{E}_3 (\varepsilon_0 - \bar{\varepsilon}_0) F(\bar{A}) + \frac{\bar{F}}{\bar{F}_r} [F(\bar{B}) - F(\bar{C})] \left(\sum_{i=1}^j \bar{\sigma}_{T,i} - N_{HK}/F - p \right). \quad (22)
 \end{aligned}$$

Здесь $J_x(A)$, $J_y(A)$, $J_{xy}(A)$, $S_x(A)$, $S_y(A)$, $F(A)$, $J_x(\bar{A})$, $J_y(\bar{A})$ и др. - моменты инерции, статические моменты и площади зон А, В, С для твэлов и зон \bar{A} , \bar{B} , \bar{C} для НК.

Указанные геометрические характеристики выражаются через величины отрезков на осях $x_0, y_0, x'_0, y'_0, \bar{x}_0, \bar{y}_0, \bar{x}'_0, \bar{y}'_0$ линий границ проскальзывания (рис. 3), которые зависят от величин K_x, K_y и ε_0 . Из системы уравнений (20) - (22) могут быть определены величины K_x, K_y и ε_0 для различных сечений по длине ТВС.

По кривизнам в сечениях могут быть определены прогибы балки (ТВС) из решения дифференциальных уравнений

$$\frac{d^2 V_x}{dz^2} = -K_y(z); \quad \frac{d^2 V_y}{dz^2} = -K_x(z). \quad (23)$$

При этом для различных вариантов закрепления концов балки должны быть выполнены соответствующие граничные условия на концах балки.

Для рассмотренных выше уравнений исходными данными являются жесткости на поворот твэльных ячеек и ячеек НК, а также максимальные значения сил трения в ДР на твэлах и каналах. Эти характеристики существенно изменяются в процессе эксплуатации и определяются из расчета деформаций дистанционирующих решеток.

Максимальные значения сил трения в твэльных ячейках с тремя линиями контакта и ячейках НК с шестью линиями контакта определяются для v -ого временного шага по следующим зависимостям:

$$T_v^* = 3f^* p_v^* \ell, \quad \bar{T}_v = 6\bar{f} \cdot \bar{p}_v \ell, \quad (24)$$

где ℓ - высота решетки, f^* и \bar{f} - коэффициенты трения для твэлов и НК.

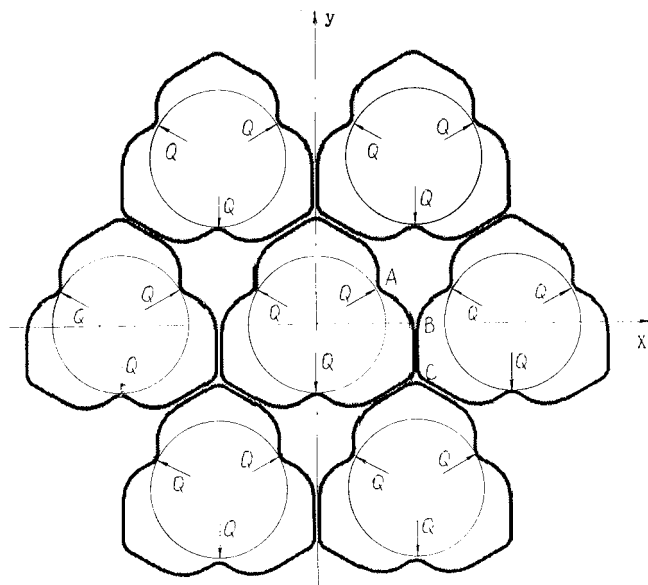


Рис. 4. Схема нагружения твэльных ячеек ДР после сборки. Нагрузка на линии контакта твэла с ячейкой ДР $Q = pl$

$$p_v^* = \left(\frac{p_{(v-1)}^*}{E_0^r} + G^* R \Delta \varepsilon_0 \right) E_v^r$$

- усилие поджатия на одной из трех линий контакта твэла с ячейкой ДР для временного шага $\Delta t = t_v - t_{v-1}$, определенное согласно теории ползучести старения; E_0^r и E_v^r - исходный и приведенный модули упругости материала ДР для временного шага Δt ; $R \Delta \varepsilon_0$ - изменение радиуса оболочки твэла за время Δt ; G^* - относительная поперечная жесткость твэльной ячейки, определяемая из решения трехмерной задачи деформирования моде-

ли ДР, состоящей из 7 смежных твэльных ячеек (см. схему на рис. 4) с помощью конечно-элементной программы ANSYS.

Аналогично определяется усилие поджатия на линии контакта НК с ячейкой ДР в случае использования каркаса с закреплением НК в ДР на трении. В варианте исполнения ТВС с жестким каркасом, у которого НК соединены с ДР точечной сваркой (так называемая ТВС-2), в зависимости (24) принимается $\bar{T}_v \rightarrow \infty$.

Функции жесткости на поворот твэлов C^* и направляющих каналов \bar{C} при искривлении ТВС определяются из решения трехмерных задач деформирования отдельных ячеек, нагруженных по линиям контакта или сварным точкам, с учетом взаимодействия их с двумя соседними рядами ячеек ДР (модель включает в себя 19 для C^* или 18 для \bar{C} ячеек). При этом используется конечно-элементный код ANSYS и учитываются особенности взаимодействия ячеек, связанных между собой точечной сваркой (рис. 4).

Численное решение представленных выше систем уравнений было реализовано с использованием приема построения их в конечных разностях и специальных алгоритмов сжатия матриц в расчетном коде ТЕРМОК.

Литература

1. Троянов В.М., Лихачев Ю.И., Фоломеев В.И. Общая постановка исследований термомеханического поведения активной зоны ВВЭР-1000 // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2002. - № 2.
2. Забудько Л.М., Лихачев Ю.И., Прошкин А.А. Работоспособность ТВС быстрых реакторов. - М.: Энергоатомиздат, 1988.

Поступила в редакцию 25.05.2002

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ ФОТОННЫХ РАКЕТ ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ДАЛЬНЕГО КОСМОСА*

**А.В. Гулевич*, А.В. Зродников*, Е.А. Иванов*, О.Ф. Кухарчук*,
Д.В. Евтодиев****

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

** Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск*



Рассмотрена концепция ракетного фотонного движителя с ядерным реактором, основанная на принципе преобразования тепловой энергии реактора в направленный поток излучения. Оценены возможности использования такого движителя для полетов в дальний космос. На основе полученных соотношений динамики полета такой ракеты сделаны оценки возможных космических миссий на расстояния от 100 до 10000 астрономических единиц.

ВВЕДЕНИЕ

Возможность исследования дальнего космоса является одной из наиболее интригующих и интересных проблем современной науки и техники. Осуществимость дальних космических полетов обсуждается в научной литературе уже на протяжении нескольких десятилетий [1]. Главная цель таких полетов, как представляется сейчас, может состоять в изучении структуры отдаленных объектов Солнечной системы (Пояса Купера, гелиосферы, гравитационной солнечной линзы), а также в исследовании дальних границ Солнечной системы, межзвездной среды и т.д. Для выполнения таких миссий необходимы космические аппараты (КА), способные удалиться от Земли на расстояния от 100 до 10000 а.е. и далее. В последнее время для этих целей предложен ряд концепций, которые основываются на применении солнечных и лазерных парусов [2,3], систем, использующих ядерные реакции аннигиляции или синтеза [5], традиционных ядерных ракетных двигателей [4].

На фоне достаточно экзотических концепций подходы, основанные на использовании в космосе энергии деления тяжелых ядер, представляются вполне обоснованными и перспективными, т.к. во-первых, энергетический выход этой реакции является наивысшим среди всех известных на сегодня ядерных реакций; во-вторых, ядерные технологии в настоящее время достаточно хорошо освоены, в том числе и в космических применениях.

В 1998 г. в ГНЦ РФ-ФЭИ профессором В.Я. Пупко с соавторами была предложена концепция фотонной ракеты на основе ядерного реактора и была показана эффективность использования такой системы для полета к планете Плутон [7]. В основу рассматриваемой концепции космической движительной системы положена идея

© *А.В. Гулевич, А.В. Зродников, Е.А. Иванов, О.Ф. Кухарчук, Д.В. Евтодиев, 2002*

** Работа выполнена при поддержке Российского фонда фундаментальных исследований, грант 00-15-99305*

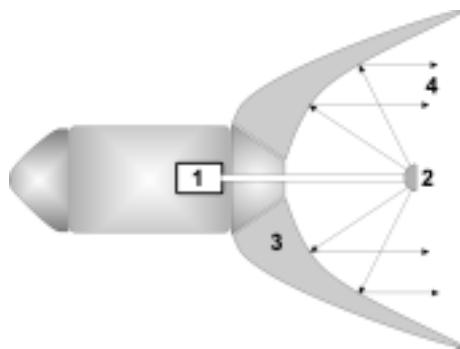


Рис. 1. Схема ракеты на основе ЯФД: 1 – реактор, 2 – коллектор тепла, 3 – параболическое зеркало, 4 – направленное излучение

преобразования тепловой энергии ядерного реактора в энергию направленного потока электромагнитного излучения. Предполагается, что такое преобразование может быть осуществлено с помощью секций излучателя, выполненных в виде параболических зеркал. При этом в первом варианте конструкции тепловая энергия от реактора может доставляться в фокус такого зеркала с помощью системы тепловых труб (см. рис. 1), а в другом варианте компактный высокотемпературный ядерный реактор может прямо размещаться в фокусе гигантского зеркала, а охлаждение реактора осуществляется излучением. Заметим, что фотонный пучок, отраженный от поверхности параболического зеркала, становится практически параллельным [6].

Ядерный фотонный движитель (ЯФД) имеет ряд преимуществ по сравнению с традиционными движителями:

- максимально возможный удельный импульс $\sim 3 \cdot 10^7$ с, т.к. по сути дела рабочим телом в данном случае являются фотоны;
- высокая эффективность преобразования энергии деления в энергию направленного фотонного пучка;
- не требуется наличие мощных источников электроэнергии на борту КА;
- для создания фотонной тяги используется «бросовое» тепло реактора.

Основным недостатком ЯФД является его относительно малая тяга вследствие малого импульса, который уносят с собой фотоны. Другим недостатком является необходимость высоких температур в реакторе и на коллекторе теплоты. Следовательно, в конструкции необходимо применять высокотемпературные материалы.

Цель работы заключается в том, чтобы теоретически обосновать возможность осуществления дальних космических полетов с использованием ядерного фотонного движителя и оценить основные характеристики такой системы.

ОСНОВНЫЕ СООТНОШЕНИЯ МЕХАНИКИ ПОЛЕТА

Уравнение движения космического аппарата переменной массы с ядерным фотонным двигателем в пустоте

$$M(t) \frac{\partial^2 x}{\partial t^2} = \frac{\varepsilon N}{c}, \quad (1)$$

где N - тепловая мощность реактора, которая предполагается постоянной в течение времени пока не будет выработано ядерное горючее; ε - эффективный коэффициент преобразования тепловой энергии реактора в энергию направленного инфракрасного излучения в помощь системы параболических зеркал, который учитывает долю энергии от реактора, падающую на поверхность зеркал, и их отражающую способ-

ность; c - скорость света в пустоте; $M(t)$ - масса ракеты в момент времени t , которая складывается из массы ядерного реактора, радиационной защиты и полезной загрузки M_R и массы ядерного горючего $M_U(t)$: $M(t) = M_R + M_U(t)$ (в начальный момент времени масса ракеты равна M_0). Предполагается также, что масса ядерного горючего значительно превышает критическую массу, необходимую для работы реактора.

Рассмотрим два варианта работы ЯФД.

1. В первом варианте предполагается, что в течение полета отработанное ядерное горючее (ядерные отходы) не удаляется с борта космического корабля, т.е. $M(t) = M_0 = const$, и решение уравнения (1) на разгонном участке траектории полета имеет простейшее решение:

$$v_1(t) = \frac{\varepsilon N t}{M_0 c}, \quad x_1(t) = \frac{\varepsilon N t^2}{2 M_0 c}. \quad (2)$$

Время t_R , в течение которого работает ядерный реактор, определяется его тепловой мощностью N и запасом топлива M_{U0} . Оно может быть определено из соотношения $t_R = aN/M_{U0}$, где коэффициент $a \sim 1$ г U^{235} /МВт·сут. или $1.15 \cdot 10^{-14}$ кг/Дж. Обозначив $\alpha = M_0/N$ (удельная энерговооруженность ракеты) и $\gamma = M_{U0}/M_0 = aNt_R/M_0$ (доля ядерного топлива в общей стартовой массе ракеты), можно записать следующие выражения для пройденного пути и максимальной скорости КА к моменту времени окончания разгонного участка t_R :

$$x_1(t_R) = \frac{\varepsilon \alpha \gamma^2}{2 c a^2}, \quad v_1(t_R) = \frac{\varepsilon \gamma}{a c}. \quad (3)$$

Отметим, что максимальная скорость КА в рассматриваемом варианте не может превышать предельного значения $v_{1 \rightarrow} \approx 1/ac \approx 300$ км/с.

2. Для того, чтобы преодолеть ограничение по максимальной скорости, во втором варианте ракеты с ЯФД предполагается, что в реакторе непрерывно осуществляется сепарация, удаление из активной зоны и выброс в космос отработавшего ядерного топлива. Изменение массы топлива в этом случае прямо пропорционально мощности реактора и времени его работы: $M_U(t) = M_{U0} - aNt$. При этом уравнение (1) также интегрируется в аналитической форме, а его решение имеет вид

$$x_2(t) = \frac{\varepsilon M_0}{c a^2 N} \left\{ \left(1 - \frac{aNt}{M_0} \right) \left[\ln \left(1 - \frac{aNt}{M_0} \right) - 1 \right] + 1 \right\}, \quad (4)$$

$$v_2(t) = -\frac{\varepsilon}{ac} \ln \left(1 - \frac{aNt}{M_0} \right).$$

В момент времени t_R , формулы (4) можно представить в параметрической форме:

$$x_2(t_R) = \frac{\varepsilon \alpha}{c a^2} \{ (1 - \gamma) \ln(1 - \gamma) + \gamma \}, \quad (5)$$

$$v_2(t_R) = -\frac{\varepsilon}{ac} \ln(1 - \gamma).$$

После разгонного участка полет космического аппарата осуществляется в отсутствие ускорения со скоростью v_2 . Полное время, которое требуется для выполнения миссии, т.е. достижения цели, находящейся на расстоянии L от Земли, составит

$$t_L = t_R + \frac{L - x_2}{v_2} = \frac{\alpha}{a} \left(1 + \frac{\varepsilon \gamma - L c a^2 / \alpha}{\varepsilon \ln(1 - \gamma)} \right).$$

Если цель достигается уже на разгонном участке, то время t_L может быть найдено из первого уравнения (4).

Таким образом, зависимость расстояния L от времени имеет вид

$$L(t) = \begin{cases} \frac{\alpha \varepsilon}{ca^2} \left[\left(1 - \frac{at}{\alpha}\right) \ln \left(1 - \frac{at}{\alpha}\right) + \frac{at}{\alpha} \right], & 0 \leq t \leq \frac{\alpha \gamma}{a} \\ \frac{\alpha \varepsilon}{ca^2} [(1-\gamma) \ln(1-\gamma) + \gamma] - \frac{\varepsilon}{ca} \ln(1-\gamma) \left(t - \frac{\alpha \gamma}{a} \right), & t > \frac{\alpha \gamma}{a} \end{cases} \quad (6)$$

Следует отметить интересную особенность второго уравнения (5): максимальная скорость v_2 КА с ядерным фотонным двигателем не зависит от удельной мощности реактора, а зависит только от параметров γ и ε . Однако время, за которое будет достигнута максимальная скорость (т.е. длительность разгонного участка), существенно зависит от α .

Отметим, что отношение максимальных скоростей для вариантов 1 и 2 имеет вид

$$v_2/v_1 = -\ln(1-\gamma)/\gamma.$$

Так, например, значение $v_1/v_2 = 2$ достигается при $\gamma \approx 0.8$, а $v_1/v_2 = 5$ – при $\gamma \approx 0.993$. Принимая в идеальном случае $\varepsilon = 1$, можно оценить параметр γ по формуле

$$\gamma = 1 - \exp(-\alpha c v_R). \quad (7)$$

Кинетическая энергия, которую приобретает ракета после завершения разгонного участка, может быть рассчитана по формуле

$$E_K = \frac{M_0(1-\gamma)}{2a^2c^2} \ln^2(1-\gamma).$$

За время разгона в реакторе будет выделено $E_F = M_{UO}/a$ энергии и, следовательно, «полезная» доля энергии (доля ядерной энергии реактора, затраченная на кинетическую энергию КА) будет определяться из соотношения

$$\frac{E_K}{E_D} \approx \frac{1-\gamma}{2000\gamma} \ln^2(1-\gamma). \quad (8)$$

Функция (8) на отрезке $0 \leq \gamma \leq 1$ имеет максимум при $\gamma \approx 0.8$, значение которого составляет

$$\max(E_K/E_D) \approx 3.2 \cdot 10^{-4}.$$

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНЫХ КОСМИЧЕСКИХ МИССИЙ

Оценим, какие космические миссии возможны для ракеты с ядерным фотонным двигателем.

Известно [5], что для полета к ближайшей звезде, находящейся от Солнца на расстоянии ~ 4.2 световых года, за время жизни одного поколения людей необходимо обеспечить ракете скорость $v_R \sim 0.1$ с. Тогда, следуя формуле (7), $\gamma \approx 1 - \exp(-103)$. При «сухой» (без топлива) массе аппарата $M_0 - M_{UO} = 10$ тонн это потребует $\sim 10^{45}$ тонн ядерного горючего. Таким образом, предлагаемый способ полета на ракете с ЯФД к ближайшей звезде за время ~ 50 лет в принципе *невозможен!* Аналогичные оценки показывают, что для достижения скорости $v_R \sim 0.01$ с потребуются ~ 300000 тонн горючего, что также нереально для современного уровня развития ядерных технологий.

Для достижения скоростей 1000 и 300 км/с (0.0033 с и 0.001 с) потребуются ~ 300 и 18 тонн ядерного горючего соответственно. Последние цифры представляются уже вполне разумными с современной технической точки зрения. Отметим, что при скоростях КА $\sim 100-200$ а.е./год возможно достижение космических объектов, находя-

щихся от Солнца на расстоянии $\sim 1000 - 5000$ а.е., т.к. время полета до них составляет $\sim 20 - 50$ лет.

Как видно из формулы (6) L зависит от трех параметров: α , γ и ε . Выполним расчет нескольких космических миссий, которые заключаются в полете КА на расстояния 100, 1000 и 5000 астрономических единиц соответственно.

На рис. 2 приведены зависимости $L(t)$, построенные для различных значений удельной мощности реактора α и γ при значении параметра $\varepsilon = 0.9$. Отметим, что в расчетах пренебрегалось начальной скоростью, которую необходимо сообщить космическому аппарату, чтобы он мог покинуть пределы солнечной системы. Технически операция по разгону КА до требуемой начальной скорости (~ 16 км/с) может быть осуществлена с использованием двигательной установки на традиционном химическом топливе. Оценки показывают, что данное допущение вносит малую поправку к выполненным расчетам, которой можно пренебречь на стадии концептуальных исследований.

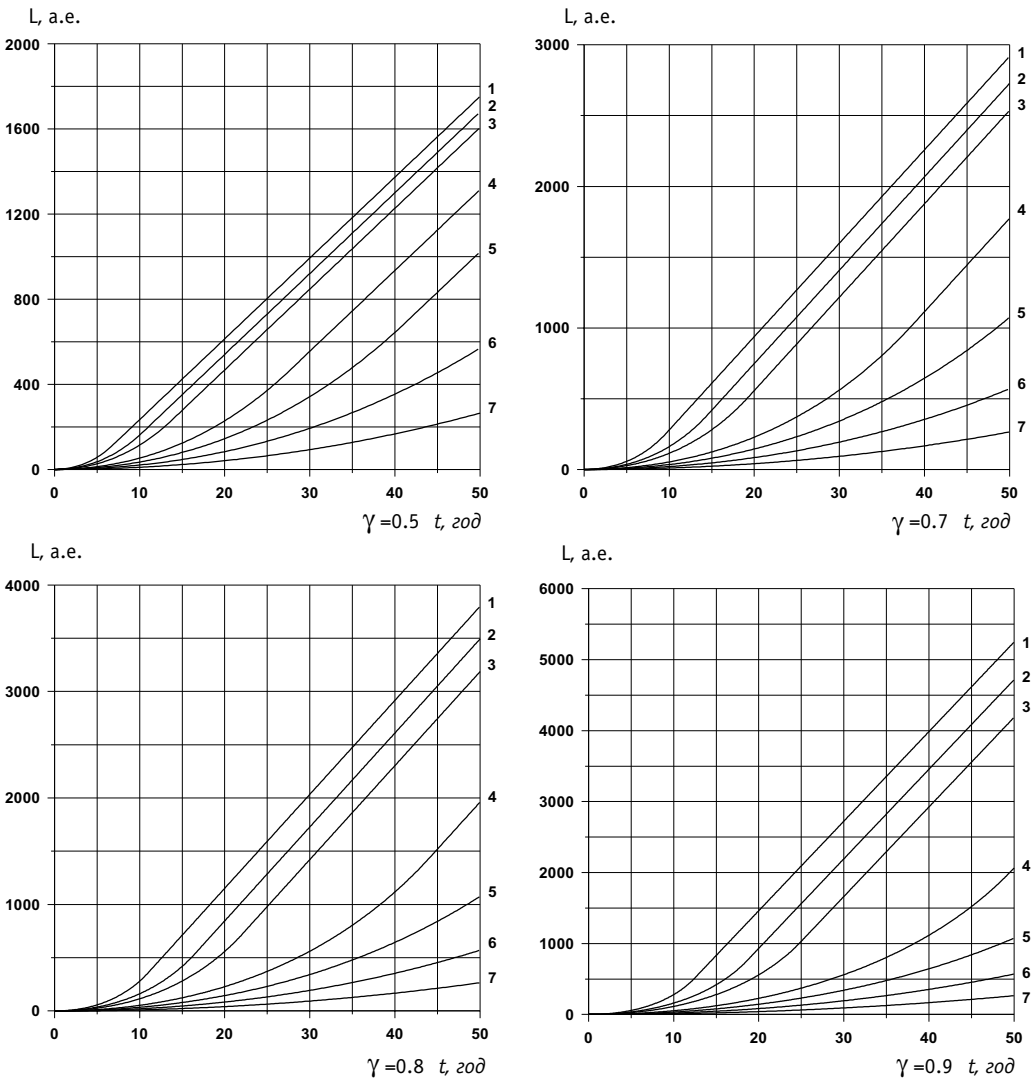


Рис. 2. Расчеты зависимости $L(t)$ при разных значениях параметров α [кг/кВт] и γ : 1 - $\alpha=5 \cdot 10^{-3}$; 2 - $\alpha=7.5 \cdot 10^{-3}$; 3 - $\alpha=10^{-2}$; 4 - $\alpha=2 \cdot 10^{-2}$; 5 - $\alpha=3 \cdot 10^{-2}$; 6 - $\alpha=5 \cdot 10^{-2}$; 7 - $\alpha=0.1$

Расчеты показывают, что при значениях $\alpha = 10^{-1}$ кг/кВт и $\gamma = 0.5$ можно долететь до Пояса Купера (расстояние от Солнца $\sim 50 - 100$ а.е.) за времена $\sim 20 - 25$ лет. При стартовой массе КА $M_0 = 10$ тонн и мощности энергоустановки $N=100$ МВт тепловых (реактор класса SNRE [8]) потребуется ~ 5 тонн ядерного горючего.

Полет на расстояние ~ 1000 а.е. в течение 25 лет возможен при использовании установок с массогабаритными характеристиками $\alpha = 10^{-2}$ кг/кВт и $\gamma = 0.8$. Таким требованиям удовлетворяет, например, ракета с начальной массой в 20 тонн (16 тонн ядерного горючего) с ядерной энергетической установкой мощностью 2000 МВт. Отметим, что такие параметры близки к параметрам ядерной установки на основе реактора NERVA [8].

Еще более далекие космические миссии потребуют использования установок с более жесткими массогабаритными характеристиками ($\alpha = 5 \cdot 10^{-3}$ кг/кВт и $\gamma = 0.9$). При этом полеты на расстояния $\sim 5000 - 10000$ а.е. могут быть осуществлены за времена $\sim 50 - 80$ лет.

ОЦЕНКА ТЕПЛОВОГО СОСТОЯНИЯ ЗЕРКАЛА

Выполним теперь оценки теплового состояния параболического зеркала (3) и коллектора тепла, расположенного в его фокусе (2) (см. рис. 1). Очевидно, что для отвода мощности ~ 1000 МВт потребуется использовать зеркало гигантских размеров. Кроме того, необходимо поддерживать высокой температуру поверхности коллектора тепла в фокусе такого зеркала. Чтобы избежать этой проблемы, можно использовать несколько параболических зеркал и соответственно коллекторов тепла. Тепловая энергия будет доставляться в коллекторы с помощью системы тепловых труб. Общий вид такой ракеты с несколькими зеркалами изображен на рис. 3.

Полагая количество излучающих зеркал равным n , а площадь поверхности одного коллектора, простую оценку температуры поверхности коллектора можно выполнить с помощью известного соотношения Стефана-Больцмана

$$N = n \varepsilon_c \sigma S_c T_c^4,$$

где N - мощность реактора, ε_c и T_c - степень черноты материала поверхности коллектора и его температура соответственно, σ - постоянная Стефана-Больцмана.

Принимая значения параметров $n = 100$, $\varepsilon_c = 1$, $S_c = 5$ м², $N = 1000$ МВт, получим оценку температуры поверхности коллектора $T_c \approx 2430$ К.

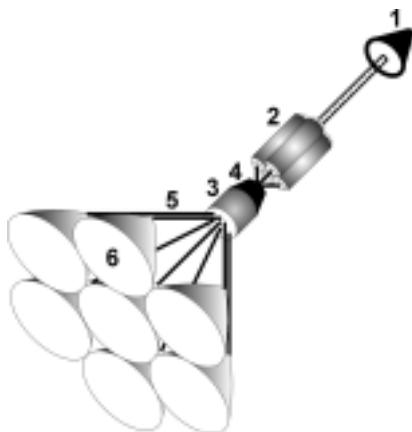


Рис. 3. Схема ракеты с несколькими излучающими зеркалами: 1 - приборный отсек; 2 - топливные баки; 3 - реакторная установка; 4 - радиационная защита; 5 - система тепловых труб; 6 - система параболических зеркал

Вследствие достаточно высокой температуры создание коллектора и системы тепловых труб с необходимыми характеристиками представляет определенные технические трудности. Температура коллектора достаточно высока и поэтому требуется применение высокотемпературных материалов, таких как Nb, Mo, W. Теплоносители Na, Na-K не пригодны для использования в тепловых трубах из-за низкой температуры кипения. Работоспособность тепловых труб на Li была экспериментально продемонстрирована до температур 1600°C [9]. Наиболее предпочтительным представляется использование Ga как теплоносителя, т.к. он имеет относительно низкое давление кипения (1 бар для 2230°C) и низкую температуру плавления ~29°C. Опыт работы с этим теплоносителем имеется в ГНЦ РФ-ФЭИ.

Совершенно другая ситуация с излучающим зеркалом. В идеальном случае, полагая, что площадь поверхности одного зеркала составляет $S_m = 100 \text{ м}^2$ при коэффициенте отражения 0.99, его средняя температура оценивается величиной $T_m = 370 \text{ К}$. Таким образом, для такого зеркала не требуется специального охлаждения и его можно изготовить из легких материалов с плотностью ~1 г/м³, которые рассматриваются сейчас для создания солнечных и лазерных космических парусов [3].

В принципе, можно было бы вообще отказаться от идеи использования большого числа относительно небольших зеркал, а использовать один гигантский парус диаметра ~100 - 400 метров [3] и массой ~100-200 кг, поместив в его фокус тепловой коллектор эффективной площадью 500 м², что эквивалентно площади сферы с радиусом ~6 м. В такой концепции ядерный реактор играл бы роль источника энергии для «искусственного Солнца», которое движется вместе с КА и разгоняет его пока не закончится запас ядерного горючего.

КОНЦЕПЦИЯ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ДЛЯ ФОТОННОГО ДВИГАТЕЛЯ

Рассмотрим некоторые аспекты создания высокотемпературного источника тепла – ядерного реактора. Требования к такому реактору (за исключением вопросов безопасности) достаточно жесткие. Он должен обеспечивать работоспособность установки на протяжении нескольких лет для мощностей порядка нескольких сотен мегаватт при максимальной температуре установки.

Перспективным вариантом является использование реактора с газофазной активной зоной, содержащей фторид урана [8]. Несмотря на высокое давление (2-2.5 МПа) эта установка обладает достаточно большим размером. Здесь отсутствуют проблемы с поддержанием критичности, т.к. она обеспечивается циркуляцией топлива. При этом следует отметить, что газофазный реактор эффективен как тепловой ракетный двигатель, но не как энергетический источник.

Можно предложить второй вариант установки с псевдосжиженной активной зоной. Ядерная высокотемпературная установка, предназначенная для использования в качестве источника теплового излучения, в этом случае состоит из реакторного блока и источника теплового излучения (излучателя).

Реакторный блок состоит из ядерного реактора с псевдосжиженной активной зоной, систем теплоотвода, регулирования, защиты и управляющего блока. Предполагается, что топливо в активной зоне представлено в виде крошки (например, TRISO). Топливная засыпка удерживается в активной зоне вихревым потоком газа, который используется как теплоноситель и как рабочее тело в турбокомпрессорном агрегате. Рабочее тело – смесь гелия и ксенона. Энергия, выделяемая в топливе, передается газу и выносится из активной зоны в высокотемпературный излучатель. Давление в контуре теплоносителя реактора ~20 атмосфер, падение давления в активной зоне и в высокотемпературном излучателе составляет по предварительным оценкам 12 ат-

мосфер. Полная мощность реактора составляет ~1200 МВт, при этом полезная мощность, передаваемая блоку нагревателя, приблизительно равна ~1000 МВт. Предварительные оценки показывают, что для обеспечения собственных энергетических потребностей (для прокачки газа) достаточно утилизации тепла, выделяемого в конструкционных материалах и «утекающего» с внешней поверхности корпуса реактора. Для этого используется второй газовый контур с турбокомпрессорным агрегатом, т.е. установка имеет два излучателя – высокотемпературный (полезный) и низкотемпературный, предназначенный для собственных нужд. На прокачку теплоносителя при этом затрачивается около 3% энергии деления (~30 МВт). В нашем случае оптимизация параметров реакторной системы – это выбор температуры холодильника при заданной температуре нагревателя. Температура нагревателя определяет тепловые нагрузки на элементы конструкции, требования к ядерному топливу и т.п., т.е. является ограничивающим фактором. Для наиболее реалистичных вариантов реактора проведены расчеты массы установки и турбокомпрессорного агрегата с низкотемпературными холодильниками-излучателями. Эти данные представлены в табл. 1.

Таблица 1

Параметры высокотемпературного реактора с псевдосжиженным топливом

Температура высокотемпературного излучателя	Температура низкотемпературного излучателя, К	Общая потеря мощности, МВт	Масса реакторной установки, т
2400	780	169	8,82
2500	796	163	8,68
2600	809	158	8,57
2750	824	150	8,43

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе рассматривается схема космического двигателя, использующего принцип преобразования тепловой энергии ядерного реактора в направленный поток светового излучения с помощью системы параболических зеркал. Получены основные соотношения для анализа динамики полета космического аппарата с таким двигателем. Выполнены оценки возможных космических миссий и показана возможность их практического осуществления на современном уровне техники на расстояния вплоть до 10000 а.е. Конечно при планировании полетов в космос на такие расстояния необходимы более глубокие научные и технологические исследования. Например, необходим корректный учет влияния притяжения Солнца и планет Солнечной системы, что может потребовать дополнительных энергетических затрат. Необходимы также и более детальные проработки как облика реакторной установки, ее систем управления, так и всей энергетической системы в целом. Можно констатировать лишь одно – возможность осуществления дальних миссий с помощью фотонной ракеты на основе ядерного реактора даже на сегодняшнем уровне развития реакторных технологий не выглядит абсолютно фантастической.

Литература

1. *Frisbee R.H.* Interstellar Mission Propulsion Studies – Status Update: Presentation to tenth Annual NASA/JPL/MSFC/AIAA Advanced Propulsion Research Workshop, 1999, April 5-8. - P. 125-153.
2. *Landis G.A.* Dielectric Films for Solar and Laser-pushed Laighsails: Proc. of Space Technology and Applications International Forum-2000, Albuquerque, NM.- 2000. - P. 989-992.

3. *Garner C.E.* A Solar Sail Design For a Mission to the Near-Interstellar Medium: Proc. of Space Technology and Applications International Forum-2000, Albuquerque, NM. – 2000. - P. 947-961.
4. *Lipinski R.J. et al.* NEP for Kuiper Belt Object Rendezvous Mission: Proc. of Space Technology and Applications International Forum-2000, Albuquerque, NM, 2000. - P. 1192-1201.
5. *Lenard R.X. and Lipinski R.J.* Interstellar Rendezvous Missions Employing Fission Propulsion Systems: Proc. of Space Technology and Applications International Forum-2000, Albuquerque, NM, 2000. - P. 1544-1555.
6. *Feynman R. et al.* The Feynman Lectures on physics. Addison-Wesley Publishing Company, Inc, Massachusetts. Palo Alto, London, 1963. - V. 1. - Chapters 15 and 27.
7. *Poupko V.Ya. et al.* Light Propulsion for Space Flight: Proc. of Space Technology and Applications International Forum-99, Albuquerque, NM. - 1999.
8. *Caveny, L.H. et al.* Orbit-raising and Maneuvering Propulsion: Research Status and Needs. // Progress in Astronautics and Aeronautics. Published by the AIAA, Inc. New York, 1984. – V. 89.
9. *Михайлов В.Н. и др.* Литий для синтеза и космической энергетики 21-го века. - М.: Энергоатомиздат, 2000.
10. *Kare J.T.* Pulsed Laser Thermal Propulsion For Interstellar Precursor Missions: Proc. of Space Technology and Applications International Forum-2000, Albuquerque, NM. – 2000. - P. 1278-1284.
11. *Winglee R.* Mini-Magnetospheric Plasma Propulsion (M2P2): High Speed Propulsion Sailing the Solar Wind: Proc. of Space Technology and Applications International Forum-2000, Albuquerque, NM, 2000. - P. 962-967.

Поступила в редакцию 1.03.2002

УДК 502.3(470.333)

ОЦЕНКА ЗАГРЯЗНЕНИЯ ТЕРРИТОРИИ БРЯНСКОЙ ОБЛАСТИ РАДИОНУКЛИДАМИ ^{90}Sr С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ НЕЙРОННЫХ СЕТЕЙ

Р.А. Паркин*, **М.Ф. Каневский***, **Е.А. Савельева***, **И.А. Пичугина****,
Б.И. Яцало**

* *Институт проблем безопасного развития атомной энергетики (ИБРАЭ) РАН*

** *Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск*



Работа посвящена *совместному пространственному анализу* плотности поверхностного загрязнения территории Брянской области радионуклидами ^{90}Sr и ^{137}Cs . Выпадения данных радионуклидов после Чернобыльской аварии сильно коррелированы между собой, что дает возможность исследовать их совместную пространственную структуру и за счет этого улучшить качество пространственной интерполяции. В работе описано применение искусственной нейронной сети – многослойного персептрона – для оценки плотности поверхностного загрязнения территории радионуклидами ^{90}Sr . В результате использования данного подхода созданы детализированные карты загрязнения Брянской области радионуклидами ^{90}Sr и ^{137}Cs , что дает возможность тщательного анализа широкого круга сценариев оценки последствий загрязнения и анализа мер реабилитации на основе применения геоинформационных систем поддержки принятия решений.

ВВЕДЕНИЕ

При анализе и картировании загрязнения территорий качество модельных оценок может быть улучшено за счет использования дополнительной информации, заключенной в коррелированных переменных. Примером решения актуальной задачи такого плана является оценка плотности загрязнения территории радионуклидами ^{90}Sr и ^{137}Cs после Чернобыльской аварии.

Основными отличительными чертами Чернобыльских выпадений являются пятнистость, высокая пространственная вариабельность, анизотропность и нестационарность, что затрудняет применение простых методов интерполяции для получения значений загрязнения в 'недостающих точках'. Для западных областей России, в т.ч. и для Брянской области как наиболее загрязненной после Чернобыльской аварии, количество данных мониторинга по ^{137}Cs существенно (на порядки) превосходит соответствующие данные по ^{90}Sr . Это вызвано, прежде всего, более высоким относительным уровнем загрязнения территорий радионуклидами ^{137}Cs и соответственно значительно большей его радиологической значимостью.

В статье проводится анализ совместного распределения данных мониторинга по плотности поверхностного загрязнения территории Брянской области радионуклидами ^{137}Cs и ^{90}Sr с целью получения модельных оценок загрязнения ^{90}Sr во всех интересующих нас точках с использованием при этом соответствующих значений загрязнения по ^{137}Cs . Данная работа является продолжением серии исследований по применению геостатистических подходов к чернобыльским выпадениям [1-5,8].

Классическим подходом к анализу нескольких переменных является геостатистика и модели ко-кригинга - совместное оценивание нескольких переменных. Однако в этом случае только линейные корреляции между переменными могут быть корректно учтены.

В настоящей работе для пространственного анализа загрязнения территории радионуклидами ^{137}Cs и ^{90}Sr использовалась искусственная нейронная сеть (ИНС) – многослойный персептрон (МСП). ИНС представляют собой адаптивные математические модели, способные анализировать и обобщать информацию. Для многих классов задач модели, построенные на основе ИНС, обладают рядом преимуществ перед детерминистическими моделями, т.к. такие модели строятся с учетом всех данных набора, и они менее чувствительны к выбросам, чем детерминистические. ИНС проявляют себя как достаточно мощный инструмент анализа экспериментально полученной информации [6, 7].

ОПИСАНИЕ МОДЕЛИ МНОГОСЛОЙНОГО ПЕРСЕПТРОНА

МСП является одним из типов искусственной нейронной сети со специфической структурой и процедурой тренировки сети, которые кратко описаны ниже [6,7].

Основной компонентой МСП является *формальный нейрон* (рис. 1а), который суммирует входы и выполняет преобразование с помощью *функции активации*. В качестве функции активации обычно используется экспоненциальный сигмоид или гиперболический тангенс. МСП можно представить как нелинейный преобразователь из пространства весов МСП (вектор такого пространства имеет координаты, численно равные подстраиваемым весам) в пространство значений целевой функции. В качестве целевой функции наиболее часто используется среднеквадратичное отклонение

желаемого значения от выдаваемого МСП: $E = \frac{1}{N} \sum_{n=1}^N (t_n - o_n)^2$, где E – среднеквадратичное отклонение, N – число обучающих примеров, o – желаемое значение и t – выход сети.

В стандартном многослойном персептроне нейроны расположены во входном, скрытом и выходном слоях (рис. 1б).

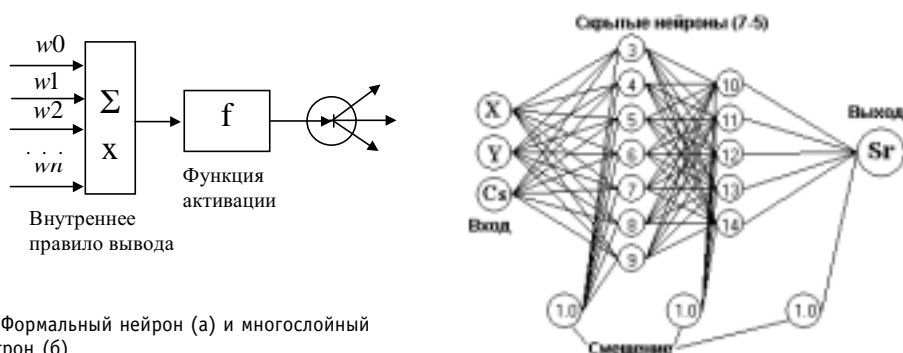


Рис. 1. Формальный нейрон (а) и многослойный персептрон (б)

Число нейронов в скрытых слоях можно варьировать, и задача пользователя заключается в том, чтобы выбрать оптимальную конфигурацию. Выбор слишком большого числа скрытых нейронов может привести к овер-фитингу (или переобучению), когда МСП утрачивает свою способность к обобщению информации из проб. С другой стороны, использование слишком малого числа скрытых нейронов не обеспечивает достоверного охвата закономерностей. Также сложность МСП должна быть согласована с количеством информации для тренировки – должно быть достаточно данных, чтобы подобрать каждую связь. Вывод о том, сколько выбрать скрытых нейронов, был сделан на основании вариограммного анализа оценок МСП и остаточных невязок в используемых для обучения точках.

СОВМЕСТНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ^{90}Sr И ^{137}Cs ЧЕРНОБЫЛЬСКИХ ВЫПАДЕНИЙ

В исследовании были использованы данные мониторинга по загрязнению ^{90}Sr и ^{137}Cs пяти районов западной части Брянской области – наиболее загрязненной части России. Анализируемые данные состоят из 373 точек измерений ^{90}Sr (как правило, в населенных пунктах) и 4995 точек измерений ^{137}Cs (в тех же населенных пунктах и по сельхозугодьям) [10]. Значения ^{90}Sr и ^{137}Cs связаны между собой, и коэффициент корреляции между ними более 70%. Для моделирования данных с помощью искусственных нейронных сетей исходный набор данных разбит на тестовый и обучающий/тренировочный наборы. Обучающий набор используется для настройки (обучения) нейронной сети, поэтому он обычно содержит большую часть данных (в нашем случае около 70%), в то время как применение тестового набора позволяет оценить способность нейронной сети к обобщению.

Для получения тестового набора использовалась *декластеризация* выборочного типа для данных по ^{90}Sr . В результате были получены обучающий (257 точек) и тестовый (116 точек) наборы. Суммарная статистика (см. табл.1) показывает достаточную похожесть статистических моментов разбиения с исходным набором данных. Даже для тестового набора данных отклонение статистики от статистики всего набора данных не превышает 10%.

Однако схожесть пространственных структур для полученных наборов с исходными данными даже более важна, чем статистические факторы. Было проведено сравне-

Таблица 1

Статистика для измерений ^{137}Cs и ^{90}Sr

	Все данные		Тестовый набор		Обучающий набор	
	^{137}Cs	^{90}Sr	^{137}Cs	^{90}Sr	^{137}Cs	^{90}Sr
Минимум	0.27	0.005	0.27	0.005	2.67	0.035
Нижняя квартиль (25%)	7.13	0.148	6.27	0.134	7.27	0.149
Медиана	10.81	0.219	10.37	0.226	11.05	0.216
Верхняя квартиль (75%)	16.98	0.366	15.59	0.385	18.47	0.362
Максимум	94.27	1.381	60.55	1.204	94.27	1.381
Среднее	14.06	0.29	12.92	0.284	14.58	0.292
Вариация	127.5	0.049	100.1	0.049	139.5	0.050
Стандартное отклонение	11.29	0.222	10.0	0.221	11.81	0.223
Коэффициент симметрии	2.97	1.94	2.27	1.74	3.13	2.03
Экссесс	12.89	4.69	7.3	3.78	13.8	5.18

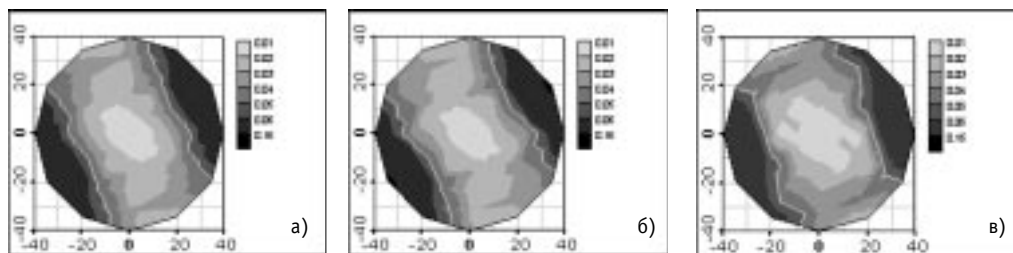


Рис. 2. Экспериментальные изолинии значений вариограмм для данных по ^{90}Sr : а) - исходный набор, б) - обучающий набор и в) - тестовый набор

ние пространственных структур с помощью вариограммных роз. Роза имеет вид лепестков, представляющих собой вариограммы (мера пространственной структуры данных, характеризующая степень различия данных в зависимости от расстояния между ними) по направлениям. Изолинии вариограмм хорошо визуализируют анизотропную корреляционную структуру. На рис.2 представлены изолинии значений вариограмм для исходного, тестового и тренировочного наборов данных по ^{90}Sr .

Многослойный перцептрон используется для оценки загрязнения ^{90}Sr территории Брянской области. Был проведен анализ МСП с различной архитектурой сети. Разница заключалась в числе скрытых слоев и нейронов в них, в числе входных нейронов. Выходной нейрон имеет значение величины загрязнения ^{90}Sr в данной точке. В анализе использовались МСП со следующей архитектурой скрытых слоев: один слой с 2 скрытыми нейронами и более (до 10 скрытых нейронов); два скрытых слоя с 5 и 3 нейронами, 7 и 5 нейронами, 10 и 10 нейронами. Подобные структуры были использованы как с двумя (X и Y – пространственные координаты), так и с тремя (X , Y и ^{137}Cs) входными нейронами.

Для обучения/тренировки МСП использовались различные методы: Левенберга-Маркара второго порядка, сопряженных градиентов, наискорейшего спуска, “упругого распространения” и обратного распространения ошибки. Сравнительный анализ результатов, полученных после использования всех методов тренировки, проводился на основании тренировочных и тестовых ошибок. Многослойный перцептрон, который обеспечивал минимальные ошибки, считался самым наилучшим для соответствующей архитектуры сети. Также были получены “переобученные” сети – малая ‘тренировочная’ ошибка и довольно большая ‘тестовая’ ошибка. Было также замечено, что метод Левенберга-Маркара второго порядка обеспечивает самую лучшую тренировку для искусственной нейронной сети с более сложной архитектурой. Но не во всех случаях этот метод мог работать, т.к. тогда использовались градиентные методы.

На рис.3 представлены зависимости оценок МСП от истинных значений измерений как для тренировочного, так и для тестового наборов, т.е. по оси X откладываются истинные значения измерений ^{90}Sr , а по оси Y – оценки ^{90}Sr , полученные с помощью моделей МСП. Видно, что МСП занижает значения в максимумах и завышает значения в минимумах. Особенно хорошо это видно на тестовых данных.

Из полученных результатов (см. табл.2) видно, что ‘оптимально-сложные’ МСП обеспечивают лучшие результаты для всех типов моделей (с двумя и тремя входами), и такие МСП могут быть использованы для непосредственной оценки ^{90}Sr .

Для сравнения полученных результатов рассматривались вариограммы по всем направлениям для различных моделей МСП. На основании оценок МСП для точек из тестового набора были построены вариограммы. Они представлены на рис.4а вместе с вариограммой, вычисленной для исходных данных тестового набора.

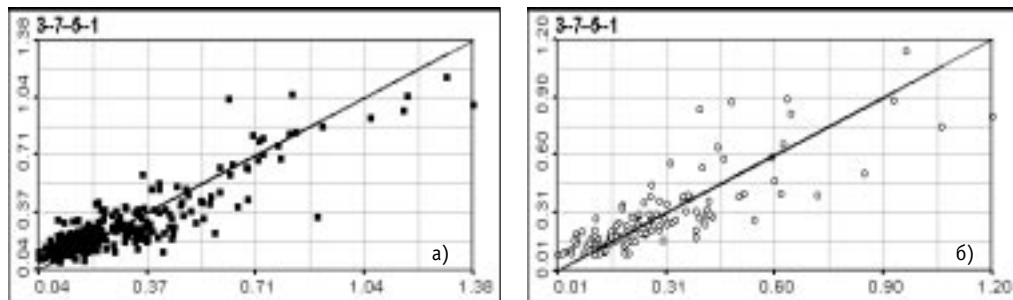


Рис. 3. Зависимость оценок ⁹⁰Sr (тренировочного (а) и тестового (б) наборов) от истинных значений для нейронной сети с конфигурацией 3-7-5-1

На рис. 4б можно увидеть, что невязки почти для всех нейронных сетей МСП (кроме сети с архитектурой 3-7-5-1) имеют корреляционную структуру. Эта структура имеет меньшие значения плато и радиуса корреляции по сравнению с основной структурой для тестового набора, поэтому можно сказать, что МСП выделил крупномасштабный тренд (60 км), оставив только мелкомасштабную структуру (25 км). В связи с этим в дальнейшем невязки можно проанализировать с помощью методов геостатистики.

На рис.5 представлена карта плотности поверхностного загрязнения пяти районов Брянской области радионуклидами ⁹⁰Sr, включающая в себя как данные мониторинга, так и полученные модельные оценки. Данная карта построена на базе векторной карты землепользования [9, 10] (т.е. загрязнение ⁹⁰Sr указано для всех основных полигонов карты землепользования: населенных пунктов, пахотных и естественных угодий, лесных массивов, а также ряда других элементов землепользования).

Таблица 2

Сравнение статистических параметров, среднеквадратичная ошибка и коэффициент корреляции прогнозируемых тренировочных и тестовых наборов данных для различных моделей

Конфигурация сети	Среднее	Стандартное отклонение	Вариация	Среднеквадратичная ошибка		Коэффициент корреляции	
				Тест.	Тренир.	Тест.	Тренир.
2-2-1	0.300	0.168	0.028	0.02233	0.02703	0.739	0.675
2-5-1	0.308	0.171	0.029	0.02153	0.02480	0.754	0.707
2-10-1	0.289	0.198	0.039	0.01716	0.01955	0.809	0.785
2-5-3-1	0.278	0.175	0.031	0.01760	0.02351	0.799	0.756
2-7-5-1	0.284	0.211	0.045	0.01771	0.01916	0.810	0.785
2-10-10-1	0.293	0.201	0.040	0.02021	0.01591	0.776	0.824
3-2-1	0.288	0.182	0.033	0.01905	0.01873	0.781	0.790
3-5-1	0.285	0.181	0.033	0.01723	0.01635	0.803	0.821
3-10-1	0.290	0.172	0.030	0.01789	0.01959	0.795	0.780
3-5-3-1	0.288	0.201	0.040	0.01744	0.01432	0.807	0.843
3-7-5-1	0.289	0.208	0.043	0.01620	0.01105	0.824	0.882
3-10-10-1	0.295	0.191	0.036	0.01703	0.01685	0.808	0.813
Исходный тестовый набор данных	0.284	0.221	0.049				
Все исходные данные	0.29	0.222	0.049				

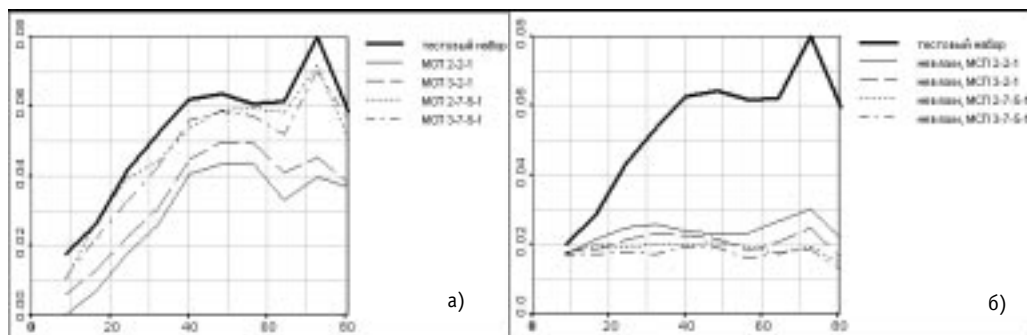


Рис. 4. Вариограммы по всем направлениям для оценок (а) и невязок (б) МСП различной конфигурации в тестовых точках

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе показано, что при недостаточном количестве данных мониторинга по ^{90}Sr структура его пространственного распределения может быть оценена с помощью имеющихся данных по ^{137}Cs . При этом показано, что ИНС и МСП в частности являются эффективным инструментом для решения задач такого класса.

Архитектура МСП (число скрытых слоев и нейронов в них) должна быть выбрана в соответствии с числом и структурой данных, чтобы получить оптимальные результаты. Использование информации по ^{137}Cs в качестве третьего дополнительного входа вносит существенный положительный эффект. Эти данные позволяют лучше обучить МСП (на значения ^{90}Sr) и обеспечивают хорошие результаты для всех уровней сложности нейронных сетей. Для рассматриваемых данных лучшим оказался МСП с 7-5 архитектурой.

С использованием данных мониторинга и модельных оценок построены *полные полигональные* карты загрязнения территории Брянской области радионуклидами ^{90}Sr

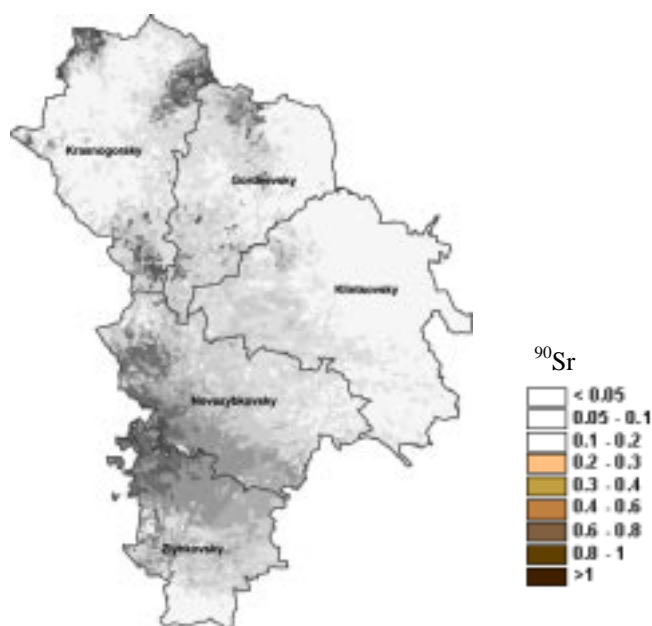


Рис.5. Карта плотности загрязнения ^{90}Sr (1999 г.) для пяти юго-западных районов Брянской области (по полигонам векторной электронной карты землепользования)

(а также ^{137}Cs с применением методов кригинга для оценки значений в точках, в которых данные мониторинга отсутствуют). Соответствующие БД и векторные электронные карты применяются для исследования последствий радиоактивного загрязнения и анализа мер реабилитации в разрабатываемой прикладной геоинформационной системе поддержки принятия решений *PRANA* [9, 10].

Литература

1. Арутюнян Р.В., Большов Л.А., Демьянов В.В., Каневская Е.В., Каневский М.Ф., Киселев В.П., Линге И.И., Шершаков В.М. Методика Гео-EAS анализа пространственно распределенных данных. Пример исследования: Чернобыльские выпадения: Препринт NSI-24-94. – М., 1994.
2. Арутюнян Р.В., Большов Л.А., Демьянов В.В., Каневский М.Ф., Киселев В.П., Линге И.И. Пример геостатистического анализа чернобыльских выпадений: Препринт NSI-25-94. – М., 1994.
3. Арутюнян Р.В., Большов Л.А., Васильев С.К., Гедеонов А.Д., Евдокимов И.В., Петров Б.Ф., Плескачевский Л.А. Пространственные закономерности распределения радиоактивного загрязнения, обусловленного аварией на Чернобыльской АЭС//Атомная энергия. – 1993. - Т. 75. - Вып. 6. - С. 453-457.
4. Каневский М.Ф., Арутюнян Р.В., Большов Л.А., Демьянов В.В., Савельева Е.А., Хаас Т. Геостатистический подход к анализу чернобыльских выпадений//Известия Академии наук. Энергетика. – 1995. - №3. - С. 34-46, 1995.
5. Каневский М.Ф., Демьянов В.В., Чернов С.Ю. Совместный пространственный анализ ^{137}Cs и ^{90}Sr чернобыльских выпадений: Препринт ИБРАЭ, IBRAE-96-04. – М., 1996.
6. Bishop C.M. 1995. Neural Networks for Pattern Recognition. Oxford: Clarendon Press.
7. Haykin S. 1999. Neural Networks. A Comprehensive Foundation. Second Edition. Prentice Hall Inc., New Jersey, NJ.
8. Kanevsky M., Arutyunyan R., Bolshov L., Demyanov V., Savel'eva E., Haas T. C. Environmental Spatial Data Analysis. Case Study: Chernobyl Fallout: 10th Intern. Conf. on Mathematical and Computer Modelling and Scientific Computing (July, 1995, Boston, USA). Books of Abstracts. - P. 179.
9. Yatsalo B., Mirzeabassov O., Okhrimenko I., Pichugina I., Kulagin B. PRANA - Decision Support System for Assessment of Countermeasure Strategy in the Long-term Period of Liquidation of the Consequences of a Nuclear Accident (Agrosphere)//Radiat. Prot. Dosim. – 1997. - V.73. - Nos 1-4. - P. 291-294.
10. Яцало Б.И., Пичугина И.А., Козьмин Г.В., Мирзеабасов О.А., Охрименко И.В., Каневский М.Ф., Савельева Е.А. Геоинформационная система радиоактивно загрязненных территорий//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2001. - №3. - С. 57-61.

Поступила в редакцию 22.04.2002

ЭКОЛОГИЧЕСКИЙ РИСК. СООБЩЕНИЕ I. ОСНОВНЫЕ АГЕНТЫ РИСКА В АГРОСФЕРЕ ПРИ ТЕХНОГЕННОМ ЗАГРЯЗНЕНИИ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ

Е.С. Фесенко, Б.И. Сынзыныс

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



Схема оценки риска для здоровья человека, в том числе и при его сельскохозяйственной деятельности, состоит из 6 этапов, из которых первым является “идентификация опасности”. На примере агроэкосистем или природных экосистем рассмотрены пути формирования первого этапа в оценке риска. Описана общая характеристика техногенного воздействия на агроэкосистемы и природные экосистемы. Приведены основные параметры наиболее опасных агентов риска: тяжелых металлов, пестицидов, радионуклидов. Намечены подходы использования этих результатов для выполнения следующего этапа идентификации риска – оценки экспозиции.

ВВЕДЕНИЕ

Историю нормирования и регламентации вредного воздействия радиации и химических веществ можно условно разделить на два периода. Первый период охватывает 30-е – 90-е гг. XX в. и характеризуется научной разработкой и введением в практику таких гигиенических нормативов как предельно допустимая доза радиации, предельно допустимый уровень электромагнитного излучения, предельно допустимая концентрация химического вещества в воздухе, воде, почве, сельхозпродуктах. Такому подходу способствовало создание в развитых странах перечня классов опасности химических веществ. Основу этой методологии составляло предположение о пороговом воздействии на человека или биоту того или иного химического соединения или излучения.

Однако к концу 70-х гг. в радиобиологии одержала победу концепция о беспороговом воздействии радиации на живые организмы. Эта концепция, с одной стороны, существенно ограничивала детерминистский подход к нормированию действия радиации, а с другой стороны дала начало развитию концепции риска, т.е. вероятностной оценки радиационного воздействия на организм. Довольно быстро из сферы действия радиации концепция риска перешла в классическое гигиеническое нормирование действия химических веществ. Эта же концепция вселила надежду в скорое создание истинно экологического нормирования, т.е. нормирования вредного воздействия на уровне биоценозов или даже экосистем.

© *Е.С. Фесенко, Б.И. Сынзыныс, 2002*

В настоящее время схема оценки риска для здоровья человека состоит, в основном, из шести этапов:

- идентификация опасности;
- оценка экспозиции;
- установление зависимости доза (концентрация) – отклик (биологический ответ);
- анализ факторов, влияющих на точность и достоверность оценки риска; характеристика неопределенностей в оценке;
- характеристика и оценка риска;
- управление риском; использование данных по оценке риска при принятии управленческих решений.

В данной работе на примере агроэкосистем или природных экосистем рассмотрены пути формирования первого этапа по оценке риска – идентификации опасности.

ОБЩАЯ ОЦЕНКА ТЕХНОГЕННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ

В настоящее время уровни техногенного загрязнения природных экосистем и сельскохозяйственных угодий в ряде регионов России достаточно высоки. Общая площадь сельскохозяйственных угодий с высокой степенью загрязнения (от 10 до 100 раз выше фонового) превышает 250 тыс. га. Это приводит к снижению плодородия почв, ухудшению качества продукции и, как следствие, негативному воздействию на здоровье населения.

По данным аэрокосмической съемки ареалы распространения техногенных выбросов вокруг промышленных комплексов охватывают площадь 18 млн. га, что составляет около 1% общей площади РФ. Площадь почвенного покрова, загрязненного тяжелыми металлами, составляет по ориентировочным оценкам 3,6 млн га, а с высокими уровнями загрязнения - 0,25 млн га.

Ежегодное применение пестицидов в сельском хозяйстве находилось примерно на одном уровне в течение 1980-1991 гг. и составляло 150 тыс. т, а в 1992 г. уменьшилось до 100 тыс. т. В целом по России в этот период обнаруживалось 5-10% почв с содержанием остаточных количеств пестицидов, превышающим ПДК (ОДК). Наиболее загрязнены остаточными количествами (ОК) пестицидов почвы садов и лесов - 37-52% от обследованных. Почвы под овощными культурами загрязнены ОК ДДТ, 2,4-Д и трефалана на площади 17,7%. Почвы под зерновыми культурами загрязнены ОК ДДТ, ГХЦГ, 2,4-Д, пропазина, трефлана и ТХАН на площади 11,3% от обследованных.

Загрязнение сельскохозяйственных угодий на территории РФ радиоактивными веществами связано с крупными радиационными авариями (в первую очередь, на химкомбинате «Маяк» (Южный Урал) и на Чернобыльской АЭС) и с испытаниями ядерного оружия на Семипалатинском полигоне.

Общая площадь загрязненной радионуклидами зоны на территории Уральского региона составляет около 25 тыс. кв. км. Площадь территории с высокими уровнями загрязнения (выше 74 кБк/м² по ⁹⁰Sr) составляет около 1 тыс. кв. км. В результате аварии на Чернобыльской АЭС в зону радиоактивного загрязнения попали 13 областей РФ. Однако наиболее высокие уровни загрязнения были обнаружены в 4 областях - площадь загрязнения обследованных сельскохозяйственных угодий радиоактивными веществами составила в Брянской области более 280 тыс. га, в Калужской - около 230 тыс. га, в Тульской - более 115 тыс. га и Орловской - более 76 тыс. га.

Поскольку техногенное загрязнение носит очень разнообразный характер, применение отдельных мероприятий, направленных на снижение негативных последствий одних факторов (например, радиоактивного загрязнения), может привести к усиле-

нию действия других, что требует взвешенного и комплексного использования приемов, направленных на обеспечение экологически безопасного ведения сельскохозяйственного производства и лесного дела на загрязненных территориях. В свою очередь, это приводит к необходимости анализа основных источников риска для сельского хозяйства при техногенном загрязнении окружающей среды и разработки методов оценки реальной опасности.

Основные характеристики наиболее опасных агентов риска

Корректная оценка опасности распространения в окружающей среде различных загрязняющих веществ должна быть основана на введении общей меры оценки вредного действия техногенных факторов. Существует несколько подходов к разработке такой меры. Некоторые из них основаны на концепции «единицы риска» [1], введении понятия «химический эквивалент рентгена» [2] или «фактора индукции репарации» [3] и базируются на сравнительном анализе мутагенной эффективности тестируемых веществ, другие - на вычислении значений стресс-индексов [4].

Стресс-индекс (в отличие от «единицы риска») учитывает не только токсичность и мутагенность отдельных поллютантов, но и их относительную распространенность в окружающей среде.

Применение этих показателей для оценки последствий техногенного загрязнения окружающей среды показывает, что наибольшую опасность для окружающей среды и населения представляют пестициды [4]. Но в будущем основное значение приобретут тяжелые металлы, которые в этой классификации занимают второе место. Увеличится значение отходов атомных электростанций, которые вместе с твердыми отходами промышленных предприятий займут 2-3 места, пропустив вперед себя лишь тяжелые металлы.

Таким образом, наиболее распространенными и опасными факторами, определяющими последствия загрязнения окружающей среды, являются тяжелые металлы, пестициды и радионуклиды, вклад которых в ухудшение экологической обстановки в зонах чрезвычайных экологических ситуаций и бедствий является определяющим.

Тяжелые металлы

Проблема тяжелых металлов связана с их широким применением в промышленности, технике и стойкостью в окружающей среде. Раз появившись, они уже не выводятся из биогеоценозов и даже при низком уровне поступления их в окружающую среду концентрации в последних увеличиваются. Рассматривая формы воздействия тяжелых металлов на сельскохозяйственное производство, следует отметить, что их влияние связано не только непосредственно с загрязнением сельскохозяйственной продукции, ограничивающим ее использование, но и с прямым токсическим действием на компоненты агроэкосистем.

Существующие в среде концентрации тяжелых металлов в большинстве случаев не столь значительны, чтобы вызывать токсическую реакцию, однако их длительное воздействие может иметь генетические последствия.

Понятие «тяжелые металлы» объединяет широкий круг элементов, существенно различающихся по своим химическим свойствам, биологической доступности, скорости миграции и распространенности в биосфере. Большинство из них являются метаболическими ядами, действующими на энергетику клетки, фотосинтез и регуляторные процессы. Поэтому мутагенное действие тяжелых металлов является, как правило, побочным эффектом, результатом косвенного влияния нарушений метаболизма, проницаемости мембран и т.п.

Специфика тяжелых металлов обнаруживается также при анализе путей их поступ-

ления в клетки-мишени. Ионизирующие излучения хотя частично и поглощаются тканью, покрывающей клетки-мишени, но качество их при этом не изменяется. Химические же агенты, напротив, проходя через метаболическую систему организма, изменяются самым непредсказуемым образом. При этом они могут потерять свою мутагенную активность, но могут также и приобрести ее или усилить уже имевшуюся. Следует также учитывать, что многие химические загрязнители среды являются биологически активными соединениями, микроэлементами, жизненно необходимыми для живых организмов. Поэтому для некоторых из них не существует биологических барьеров при поступлении в организм, и они способны в значительных количествах концентрироваться в отдельных органах, тканях и даже субклеточных структурах.

В основе фитотоксического действия тяжелых металлов лежат следующие механизмы [6]:

- 1) изменение проницаемости клеточных мембран (Ag, Au, Cd, Hg, Pb);
- 2) реакции R-SH-групп с катионами Ag, Hg, Pb, Cd, Zn, Cu;
- 3) конкуренция с жизненно важными метаболитами Sb, Se, Fe;
- 4) сродство к фосфатным группам и активным центрам в АДФ и АТФ (Al, Ba, Se, Y, Zr, лантаноиды, все тяжелые металлы);
- 5) замещение жизненно важных ионов (Cs, Zr, Pb, Se, Sr);
- 6) захват в молекулах позиций, занимаемых жизненно важными функциональными группами типа фосфата (арсенат, селенат, теллурат, вольфрамат).

Среди тяжелых металлов наиболее опасными загрязнителями считаются Hg, Pb, Cd, As, Zn, главным образом потому, что техногенное накопление их в окружающей среде идет высокими темпами. Кроме этого среди тяжелых металлов Hg и Cd принадлежат к элементам с чрезвычайно высокой токсичностью (кларки составляют соответственно 0,06 и 0,13 мг/кг; ПДК – 2,1 и 5 мг/кг); Pb и As – с высокой токсичностью (кларки 16 и 2 мг/кг; ПДК – 32 и 2 мг/кг); Cu и Zn – с умеренной токсичностью (кларки 78 и 89 мг/кг; ПДК – 3 и 23 мг/кг) [7].

В основе токсического влияния Cd, как и других тяжелых металлов (Zn, Pb, Cr) лежит их денатурирующее действие на метаболически важные белки. Так, Cd, Pb и Zn на 50% инактивируют большинство ферментов при концентрации 10^{-6} – 10^{-4} м [8]. Другой, не менее чувствительной мишенью для Cd являются клеточные органеллы – митохондрии и хлоропласты. Попадая в митохондрии, Cd действует на скорость транспорта электронов в окислительно-восстановительной цепи и на синтез АТФ. Кадмий в значительной степени изменяет содержание хлорофилла, вызывает его деградацию, ингибирует ферменты, ответственные за фиксацию CO_2 , влияет на темновую и световую стадии фотосинтеза и фотофосфорилирование [9-11].

Свинец и его соединения принадлежат к числу распространенных загрязнителей окружающей среды. Значительный интерес к действию Pb обусловлен его токсичностью для млекопитающих. Ионы Pb имеют сродство к лигандам, содержащим сульфгидрильную группу, они легко соединяются с амино- и карбоксильными группами белков и нуклеиновых кислот [12,13]. Поскольку каталитическая и регуляторная роль белков является всеобъемлющей для метаболической системы живых организмов, нарушения, вызванные ионами Pb, могут затрагивать самые различные звенья обмена. Так, Pb подавляет активность ферментов, участвующих в биосинтезе хлорофилла, влияет на скорость и некоторые особенности течения фотосинтетических реакций, изменяет активность ферментов восстановительного пентозофосфатного цикла и митохондриального электронного транспорта [12]. Наблюдается также нарушение проницаемости мембран ввиду накопления Pb в митохондриях.

Многие тяжелые металлы относятся к широкому классу химических веществ, способных в той или иной мере подавлять работу систем репарации. Этот класс биоло-

гически активных веществ получил название «псевдомутагены». Генетический эффект псевдомутагенов определяется особенностями объектов, различающихся уровнем спонтанных предмутационных изменений, поскольку эффект в этом случае определяется реализацией спонтанных повреждений, которые в норме репарируются. Поэтому при совместном действии двух псевдомутагенов эффект оказывается примерно таким же, как и при действии каждого из них в отдельности. В то же время комбинация псевдомутагенов с ионизирующим излучением или другими ДНК-тропными факторами часто приводит к возникновению нелинейных, синергических эффектов [18].

К числу основных факторов, определяющих подвижность тяжелых металлов в почве и системе почва-растения и, как следствие, накопление их сельскохозяйственными растениями (что в большинстве случаев является критическим при сельскохозяйственном использовании территорий, подвергшихся техногенному загрязнению) относятся

- механический состав почвы - оказывает прямое влияние на закрепление тяжелых металлов и их высвобождение - на тяжелых почвах существует меньшая опасность высвобождения их и поглощения растениями, чем на легких;

- реакция (рН) почвы - играет важную роль в растворимости тяжелых металлов - с повышением рН почвенного раствора увеличивается доля нерастворимых гидроксидов и карбонатов; для снижения до минимума доступности токсичного металла в почве необходимо поддерживать рН около 6,5;

- органическое вещество почвы - может образовывать сложные и комплексные соединения с тяжелыми металлами - в почвах с высоким содержанием гумуса тяжелые металлы менее доступны для поглощения, чем в менее гумусированных почвах;

- обменная емкость катионов - определяет способность почвы сорбировать тяжелые металлы - чем больше в почве глинистой фракции и органического вещества, тем больше ее удерживающая способность и тем меньше поглощается тяжелых металлов растениями;

- аэрация (дренированность) почвы - определяет направленность окислительно-восстановительных процессов - при недостатке кислорода в почве усиливаются восстановительные процессы, в результате образуются соединения тяжелых металлов, имеющие более высокую растворимость.

Для сравнительной оценки накопления тяжелых металлов из почв используется коэффициент накопления, рассчитываемый как отношение концентраций элемента в растениях и валового содержания в почве. Анализ данных по коэффициентам накопления тяжелых металлов сельскохозяйственными культурами из дерново-подзолистых почв легкого механического состава показывает, что в зависимости от физико-химических характеристик элементов накопление их одними и теми же видами растений различается от 3,9 до 84,3 раз. При этом максимальным накоплением тяжелых металлов характеризуются листья бобовых культур, листовые овощи, вегетативная масса трав и солома зерновых культур. Максимальные различия по коэффициентам накопления зафиксированы для зерна озимой ржи, а минимальные - для вегетативной массы кукурузы. Максимальные коэффициенты определены для Zn. Достаточно интенсивно поглощаются растениями также Cu, Cd и Pb. Различия в накоплении элементов разными видами растений составляют в среднем для Cu 3.4 раза, Zn - 2.5, Mn - 23.0, Cd - 2.93, Pb - 6.25, Co - 14.2 и Ni - 26.5 раза.

Для черноземных почв различия в накоплении элементов одними и теми же видами культур достигают двух порядков по зерну (гречиха, тритикале, озимая пшеница), для соломы составляют от 11 до 47 раз, для картофеля - 26 раз, для многолетних трав от 60 до 160 раз.

Межвидовые различия в накоплении растениями отдельных элементов значительно варьируют и составляют для зерна от 2 до 30 раз, а для соломы и вегетативной массы от 30 до 130 раз. Необходимо отметить значительное влияние биологических особенностей растений. Для Zn в большинстве случаев накопление в генеративных органах растений выше, чем в вегетативных, для Cd, Cu, и Cr, как правило, накопление выше в вегетативной массе, а для остальных изученных элементов возможно как преимущественное накопление в генеративных органах, так и в вегетативных.

По накоплению тяжелых металлов сельскохозяйственные культуры можно расположить в следующем порядке:

Cr: кукуруза > солома зерновых культур > зерно > многолетние травы;

Zn: зерно > солома зерновых культур > кукуруза, многолетние травы;

Mn: многолетние травы > солома зерновых культур, кукуруза > зерно;

Cd: зерно > солома зерновых культур, многолетние травы > кукуруза;

Pb: многолетние травы > кукуруза, солома зерновых культур > зерно;

Co: кукуруза > многолетние травы > солома зерновых культур > зерно;

Cu: многолетние травы > солома зерновых культур, зерно > кукуруза;

Ni: многолетние травы > солома зерновых культур > кукуруза > зерно;

Fe: многолетние травы > солома зерновых культур, кукуруза > зерно.

Эти факторы необходимо учитывать при оценке риска загрязнения сельхозугодий тяжелыми металлами, поскольку для почв с различными характеристиками накопление токсикантов в сельскохозяйственной продукции (а следовательно, и риск от загрязнения тяжелыми металлами почв) может значительно (до 10 раз и более) отличаться.

Пестициды

Пестициды - одни из наиболее распространенных и опасных загрязнителей окружающей среды. Воздействию пестицидных препаратов подвергаются практически все организмы (от бактерий до человека) независимо от уровня их сложности и среды обитания.

Большинство пестицидов обладают мутагенной активностью при действии в высоких дозах и концентрациях. Мутагенность пестицидов не коррелирует с их токсичностью: пестициды-мутагены встречаются с одинаковой частотой среди веществ, относящихся к разным классам по токсичности [14]. Как правило, максимальные уровни мутагенных эффектов, индуцируемых пестицидами, относительно невысоки, а зависимости «доза-эффект» не проявляются или слабо выражены в пределах узкого диапазона эффективных доз [15-17]. Пестициды в совокупности представляют собой новый мутагенный фактор окружающей среды малой интенсивности, но значительный по силе суммарного мутагенного воздействия.

По сравнению с тяжелыми металлами механизмы токсического действия пестицидов значительно менее разнообразны и могут быть сведены к нарушению нескольких фундаментальных метаболических процессов, протекающих в клетке. К таким пестицидочувствительным элементам системы клеточного метаболизма относятся, в первую очередь, преобразование энергии в хлоропластах и митохондриях, передача нервного импульса в нейронах и биосинтез некоторых жизненно важных для клетки соединений. Эти процессы, несмотря на очевидные различия, имеют одну общую черту - их ключевые этапы осуществляются на уровне клеточных мембран и катализируются специализированными мембранными белками.

Взаимодействие с белками тилакоидных мембран хлоропластов и митохондрий представляет собой основной механизм фитотоксического действия большинства известных в настоящее время гербицидных препаратов. Обычно гербициды, связы-

вающиеся с мембранными белками тилакоидов, подавляют функционирование электрон-транспортной цепи хлоропластов. При проникновении в хлорофиллоносные ткани гербициды нарушают нормальный ход окислительного фосфорилирования. Под влиянием 2,4-Д ингибируются основные ферменты цитохромной системы дыхательной цепи, изменяются физико-химические свойства мембран (проницаемость, конформационное состояние белков, липидов и др.).

Исследования поведения пестицидов в почве показали, что распределение токсикантов по профилю почвенного покрова в значительной мере зависит как от типа почвы и физико-химических свойств пестицида, так и типа угодья и видовых особенностей сельскохозяйственных культур.

При оценке риска от загрязнения почв сельхозугодий пестицидами необходимо учитывать, с одной стороны, адсорбцию токсикантов почвенно-поглощающим комплексом, а с другой, - увеличение их растворимости за счет изменения pH почвенного раствора. Применение минеральных удобрений и мелиорантов неоднозначно влияет на миграцию пестицидов в почве. Так, известкование почвы увеличивает адсорбцию токсикантов за счет уменьшения их растворимости в почвенном растворе. При внесении большого количества минеральных удобрений на суглинистых кислых почвах более полному вымыванию пестицидов препятствуют адсорбционные процессы, протекающие в почве.

В результате улетучивания и слабой сорбции почвой возможно распространение на большие расстояния таких пестицидов как трефлан, ДДВФ, ТХАН, ПХК, ГХЦГ, хлорофос, а за счет большой растворимости в воде таких пестицидов как далапон, ТХАН, рогор, хлорофос, антио, акрекс, 2,4-Д и их слабой сорбции почвой возможно загрязнение водосточников.

Таким образом, химические и физические свойства пестицидов имеют важное значение для оценки риска от пестицидов. Среди факторов, определяющих полевые потери токсикантов, выделяют персистентность (устойчивость) в почве, адсорбцию почвой и давление паров токсикантов над поверхностью почвы.

Персистентность пестицида (особенно в поверхностном слое почвы) определяет количество токсикантов, вымываемых с поверхностным стоком. Остаточная часть внесенного пестицида убывает пропорционально времени и интенсивности поверхностного стока.

Потери сильноадсорбирующихся пестицидов зависят, главным образом, от эрозийных процессов, протекающих в почве; при этом выщелачивание (вымывание) указанных токсикантов наблюдается очень редко.

Слабоадсорбирующиеся пестициды характеризуются интенсивной инфильтрацией в нижележащие слои почвы за счет быстрого перехода в почвенный раствор. Максимальные потери пестицидов из почвы наблюдаются, как правило, с первым выпадением дождя после внесения пестицидов (или полива).

Давление пара над поверхностью обработанного поля - это третий фактор, влияющий на полевые потери пестицидов. Значительные потери пестицидов от улетучивания в атмосферу обеспечивают следующие факторы: 1 - попадание пестицидов на поверхность растений и испарение с них; 2 - малая адсорбционная способность почвы; 3 - наличие конкуренции за адсорбционные места. Потери в атмосферу во время применения и сразу после него могут составлять до 80, тогда как потери с поверхностным стоком и инфильтрацией составляют соответственно 5 и 1 от количества в почве.

Таким образом, улетучивание пестицидов с поверхности почвы является одним из наиболее важных источников загрязнения продукции растениеводства за счет аэриального пути поступления токсикантов.

Опасность накопления пестицидов имеется в том случае, если периоды между повторными их внесениями значительно меньше значений T_{95} .

Исходя из значений T_{95} (период полного разложения) к персистентным пестицидам относятся ГХБ, ГХЦГ, ДДТ, зенкор, лонтрел, ленацил, линурон, реглон, симазин. В связи с этим миграция и накопление в природных объектах вышеуказанных персистентных токсикантов, а также их включение в сельскохозяйственные цепочки миграции представляют опасность для здоровья человека.

По некоторым данным переход хлорорганических пестицидов (ХОП) в растения наблюдается лишь при определенных количественных условиях загрязнения почв. Так, при содержании ДДТ в почве до 0,1 мг/кг накопление остаточных количеств пестицидов в растениях не происходит. При содержании ДДТ в почве до 2 мг/кг накопление его в корнеплодах не отмечается, а во мхах и травах обнаруживается до 0,5 мг/кг. При содержании в почве ДДТ до 10 мг/кг происходит накопление его и в травах и корнеплодах до 0,3 мг/кг.

Избирательной способностью накапливать ХОП в больших количествах обладает морковь. Относительное содержание пестицида в моркови в 5-10 раз превышает его содержание в почве. Повышенная сорбция пестицидов из почв растениями отмечается в период их интенсивного роста. По способности поглощать пестициды растения располагаются в следующем порядке: вико-овсяная смесь > люцерна > клевер > сахарная и кормовая свекла > картофель > злаковые.

Основным источником попадания пестицидов в мясомолочные продукты являются корма. Согласно экспериментальным данным по накоплению пестицидов в органах и тканях животных, их выделению с молоком и яйцами при длительном поступлении в организм с кормами основную опасность как вероятные загрязнители животноводческой продукции представляют собой хлорорганические инсектициды и в первую очередь ДДТ. Этот препарат способен накапливаться в жировой ткани в количествах, превышающих уровень его содержания в кормах до 10 и более раз.

Так, если в кормовых травах содержание ДДТ составляет 1,5 - 26,2 мг/кг, то в молоке коров оно может достигать 0,6, в сливках - 4,5, а в сливочном масле - 12,0 мг/кг. Содержание ХОП в пробах говяжьего мяса составляет 0,16-0,75, свиного мяса - до 3,2, в бараньем мясе - 0,02-0,1, в курином - 0,03-1,7 мг/кг. Концентрация ХОП в яйце, жире и тканях кур определяется содержанием их в кормах и интенсивностью обработки подстилки и самих кур ядохимикатами в целях борьбы с экпаразитами. Показано, что при содержании в корме кур ДДТ в пределах 0,1 мг/кг существенного накопления его остатков в яйце и тканях кур не происходит. При увеличении количества ДДТ в кормах до 0,5 мг/кг содержание его в жире кур достигает 2,5, в коже и мышцах - 0,3-1,1, в желтке яиц - 1,5 мг/кг, т.е. коэффициент кумуляции ДДТ в тканях и яйце кур имеет высокое значение.

У других хлорорганических пестицидов, в частности, гамма - изомера ГХЦГ, гептахлора, хлорированных терпенов, отношение уровня содержания остатков пестицидов в жире к их содержанию в корме составляет не более 5.

Степень выделения с молоком фосфорорганических пестицидов значительно ниже, чем хлорорганических соединений.

Данные об остаточных количествах производных карбаминовой кислоты в продуктах животноводства единичны и разноречивы. В молоке коров и тканях крупного рогатого скота остаточные количества карбаминовых пестицидов не обнаруживаются. В желтке яиц кур, получавших в кормах до 200 мг/кг севина, остаточные его количества достигают 0,20 мг/кг. Меньшая токсичность и кумулятивность карбаминов по сравнению с ХОП позволяет рассматривать их как наиболее перспективные замечители.

Таким образом, наибольшим риском для ведения сельскохозяйственного производства характеризуются персистентные пестициды; к ним относятся ГХБ, ГХЦГ, ДДТ, зенкор, лонтрел, ленацил, линурон, реглон, симазин, обладающие высокой биологической подвижностью в системе почва - растение - животное - человек.

Радионуклиды

Существующий опыт радиоэкологических исследований показывает, что в случае радиоактивного загрязнения ведущее значение имеет накопление радионуклидов в сельскохозяйственной продукции, тогда как ингибирование развития сельскохозяйственных растений и животных проявляется при гораздо более высоком содержании радионуклидов в окружающей среде. Экологическое значение разных радионуклидов совершенно различно. Радионуклиды с коротким периодом полураспада, как правило, не представляют опасности (исключая ситуации, связанные с применением ядерного оружия или авариями на атомных станциях), поскольку их высокая активность сохраняется в течении короткого времени. Радиоактивные элементы с большим периодом полураспада (например уран-238, тяжелые естественные радионуклиды), также, как правило, не представляют большой опасности, поскольку на единицу массы они являются слабоактивными. Среди большого числа искусственных радионуклидов (продуктов ядерного деления) наибольшую опасность представляют радионуклиды, периоды полураспада которых составляют от нескольких месяцев до нескольких десятков лет. Среди этих радионуклидов следует выделить ^{137}Cs и ^{90}Sr , характеризующиеся довольно высокой миграционной способностью. Именно эти радионуклиды, являясь химическими аналогами Са и К, могут накапливаться в значительных количествах в сельскохозяйственной продукции и, как следствие, в организме человека в количествах, способных причинить ущерб здоровью человека.

К числу основных параметров, определяющих поступление радионуклидов в сельскохозяйственную продукцию и (как следствие) дозы внутреннего облучения населения, относятся

- физико-химические свойства радионуклидов;
- содержание подвижных форм радионуклидов в почве;
- поглотительная способность почвы, содержание илистой фракции, содержание и структура органического вещества, минералогический состав почвы;
- соотношение концентраций элементов-аналогов в почве;
- длительность взаимодействия радионуклидов с почвой;
- вид растения, сорт, фаза развития растения.

В целом поступление радионуклидов в сельскохозяйственные растения определяется тремя группами факторов: 1- почвенно-климатические условия; 2 - биологические особенности растений; 3 - технологии возделывания культур. В зависимости от годовых колебаний погодно-климатических условий накопление радионуклидов в сельскохозяйственных растениях может колебаться от 2 до 5 раз. Видовые и сортовые различия растений определяют колебания в накоплении радионуклидов от 1,5 до 30 раз. В зависимости от почвенных характеристик коэффициенты перехода радионуклидов могут различаться до двух порядков, что также необходимо учитывать при оценке риска для сельскохозяйственного производства при радиоактивном загрязнении угодий.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Согласно существующей методологии [19-21] этап идентификации опасности при оценке риска радиационного или химического воздействия должен включать в себя критический обзор всей базы данных о токсичности химических соединений или о возможной радиотоксичности внедренных в экосистему радионуклидов. На этой ста-

дии оценки риска не следует пытаться предвидеть риск для человека, сельскохозяйственных животных или биоценозов. Подобные оценки мы сможем предварительно делать, реализуя далее следующие два этапа в оценке риска: оценки экспозиции и установления зависимости “доза (концентрация) – отклик (эффект)”.

Следует также постоянно учитывать немаловажное обстоятельство. Действительно, в простейших случаях общая характеристика опасности проводится для условий воздействия одного изолированно действующего химического соединения. В другом случае все это проводится для одного “попавшего” в эту среду радионуклида с характерным типом воздействия, например, гамма- или бета-излучение. Вместе с тем, человек и сельскохозяйственные животные чрезвычайно редко подвергаются воздействию только одного вещества или экологического фактора. В той или иной степени пища или корма содержат различные химические примеси; химические вещества используются в комбинации с другими соединениями; различные условия и образ жизни (курение, алкоголь) могут увеличивать экспозицию сложных смесей химических соединений. При воздействии на человека и животных двух и более химических соединений или радиационных факторов их эффекты могут изменяться [18].

Таким образом, этап идентификации опасности, который проводится перед этапом оценки экспозиции, должен заканчиваться ответами на следующие вопросы.

- Насколько полноценно проведено исследование токсичности химического вещества или радиотоксичности того или иного радионуклида?
- На чем основано исследование токсичности или радиотоксичности: на данных, полученных на животных, человеке или растениях?
- Данные на человеке: какой тип исследования – экологический, когортный, индивидуальный? Адекватно ли описывалось воздействие? Учитывался ли комплексный характер воздействия?
- Данные на животных: наблюдался ли критический эффект у животных одного или многих видов?
- Существуют ли пробелы (“белые пятна”) в полученной информации?
- Известен или нет механизм действия химического вещества или радионуклида?
- Какова степень достоверности полученных данных?

Авторы выражают благодарность профессору С.В. Фесенко за большую помощь, оказанную при подготовке этой статьи, а также Г.В. Козьмину за ценные замечания и предложения.

Литература

1. *Абрахамсон С.* Возможный подход к оценке опасности мутагенов окружающей среды. В кн.: Генетические последствия загрязнения окружающей среды. - М.: Наука, 1977. - С. 20-25.
2. *Сошка И.* Сравнительное исследование радиационного и химического мутагенеза. В кн.: Труды рабочего совещания по генетическому действию корпускулярных излучений. - Дубна, 1989. - С. 40-50.
3. *Дубинин Н.П., Пашин Ю.В.* Мутагенез и окружающая среда. - М.: Наука, 1978. – 130 с.
4. *Лысцов В.Н.* Оценка риска действия ионизирующих излучений и их сочетаний с другими агентами окружающей среды. Дисс. докт. физ-мат. наук. - М., 1993. – 72 с.
5. *Environmental Geochemistry and Health.* / Ed. S.Bowie, I thornton & - Dordrecht; Boston; Lancaster: Reidel Publishing Company. 1984. - 140 p.
6. *Орлов Д.С., Малинина М.С., Мотузова Г.В.* Химическое загрязнение почв и их охрана. - М.: Агропромиздат, 1991. – 303 с.
7. *Ягодин Б.А., Виноградова С.Б., Говорина В.В.* Кадмий в системе почва-удобрения-растения-животные организмы и человек// Агрехимия. - 1989. - № 5. - С. 118-130.

8. Гигиена окружающей среды//Под редакцией Г.И. Сидоренко. - М.: Медицина, 1985. – 304 с.
9. *Root R.A., Miller R.J., Koeppel D.E.* Uptake of cadmium – its toxicity and effect on the iron ration in hydroponically grown corn//J. Environ. Quial. - 1975. - V. 4. - № 4. - P. 473-476.
10. *Li E.H., Miles C.D.* Effects of cadmium on photoreaction II of cloroplasts//Plant Sci. Lett. - 1975. - V. 5. - №1. - P. 33-40.
11. *Dudka G., Wolinska D., Baszinski T.* Chloroplast volume and number in leaves of cadmium-treated tomato plants// Photosynthesica - 1983. - V. 17. - № 4. - P. 597-601.
12. *Demayo A., Taylor M.C., Taylor K.W., Hodson P.V.* Toxic effects of lead compounds on human health, aquatic life, wildlife plants and livestock//Crit. Rews. Environ. Contr. - 1982. - V. 12. - № 4. - P. 257-305.
13. *Reichlmayr-Lais A.M., Kurchgessner M.* Lead biochemistry of the essential ultratrace elements// N. Y. L. - Plenum Press. - 1984. - P. 367-387.
14. *Куринный А.И.* О тактике генетического контроля за применением пестицидов.// Цитология и генетика. - 1986. - Т. 20. - № 6. - С. 463-467.
15. *Куринный А.И., Пилинская М.А.* Исследование пестицидов как мутагенов внешней среды. - Киев: Наукова Думка, 1976. – 112 с.
16. *Касьяненко А.Г., Королева Н.С.* Оценка генетической опасности пестицидов//Известия АН СССР. Сер. Биол. - 1979. - № 3. - С. 401-409.
17. *Кириллова Г.А., Тихонович И.А., Фадеева Т.С.* Генетические эффекты пестицидов//Усп совр. генет. - 1982. - Вып. 10. - С. 181-183.
18. *Петин В.Г., Сынзыныс Б.И.* Комбинированное воздействие факторов окружающей среды на биологические системы. – Обнинск: ИАТЭ, 1998. – 74 с.
19. Risk assessment in the Federal Government: Managing the process//National Research Council. National Academy Press. Washington. – 1983.
20. Risk assessment for contaminated sites in Europe. Vol.1. Scientific Basis. LQM Press. Nottingham. – 1998. - P.165.
21. EPA – 1988. Superfund exposure assessment manual. Environmental Protection Agency USA. Washington D.C. – 1988.

Поступила в редакцию 15.02.2002

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ РАСПЛАВЛЕНИЯ ТВЭЛА С УЧЕТОМ ПЕРЕМЕЩЕНИЯ РАСПЛАВЛЕННОЙ ОБОЛОЧКИ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА БН ПРИ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ

Г.Н. Власичев, Г.Б. Усынин

Нижегородский государственный технический университет, г. Н.Новгород



Разработана методика расчета аварийного процесса разогрева и плавления твэлов с учетом перемещения расплавленной оболочки при прекращении расхода теплоносителя в ТВС быстрого реактора с натриевым теплоносителем. Выполнен расчетный анализ процесса расплавления отдельного твэла в активной зоне при запроектной аварии.

В случае запроектной аварии с потерей энергопитания без срабатывания всех средств воздействия на реактивность в быстром реакторе с натриевым теплоносителем не будет происходить расплавления активной зоны, т.к. отрицательные обратные связи по реактивности даже в условиях кипения натрия приводят к снижению мощности [1]. Однако полностью исключить вероятность плавления части активной зоны пока не возможно [2]. При изучении развития аварии на стадии кипения натрия имеются неопределенности, обусловленные сложностью учета влияния на реактивность изменения конфигурации активной зоны и недостаточной изученностью процессов при кипении жидкометаллических теплоносителей, что допускает возможность развития аварии, сопровождающегося осушением отдельных участков твэлов. На этих участках будет расти температура оболочек и топлива с последующим их плавлением, поэтому необходимо исследование начальной и переходной стадий аварии при консервативной предпосылке относительно кипения натрия учета положительных эффектов реактивности в результате перемещения конструкционного материала (оболочек твэлов) и топлива [3] и получения исходных данных для рассмотрения последующих стадий аварии.

В данной работе выполнен расчетный анализ процесса расплавления отдельного наиболее теплонапряженного твэла центральной ТВС в активной зоне реактора БН с учетом перемещения расплавленной оболочки при аварии с потерей энергопитания без срабатывания всех средств воздействия на реактивность. Описание разработанной модели приводится в [4, 5]. В методике данной работы дополнительно учитывается выпаривание натрия по простой модели.

© Г.Н. Власичев, Г.Б. Усынин, 2002

* Данная работа выполнена при частичной финансовой поддержке Конкурсного центра грантов по фундаментальным исследованиям в области технических наук (Грант Т00-1.3-1017).

Нагрев и выпаривание натрия приближенно рассчитываются при нулевом его расходе в эффективной кольцевой ячейке вокруг твэла. При этом за начальное принимается состояние в момент прекращения расхода в ТВС. Принято, что прекращение расхода наступает мгновенно после блокировки проходного сечения ТВС либо после закипания теплоносителя, вызванного снижением расхода через всю активную зону. Во втором случае требуемые для расчетов начальные значения температуры могут быть получены из теплогидравлического расчета ТВС. В расчетную схему включается кольцевая ячейка (канал) неподвижного теплоносителя (рис. 1а). Профиль поперечного сечения канала для прохода теплоносителя, приходящегося на один твэл, представляется в виде кольца вокруг твэла, эквивалентного по величине гидравлическому диаметру и площади. Момент закипания определяется по достижению температуры насыщения в теплоносителе у стенки. В настоящем приближении принимается, что в этот или в более ранний момент, заданный в исходных данных с учетом расширения пузыря паров натрия из областей с более нагретым теплоносителем, объемная доля жидкого теплоносителя в ячейке мгновенно уменьшается за счет вытеснения остальной части парами, на поверхности остается (в соответствии с [6]) пленка жидкости заданной толщины (рис. 1б). Данное условие может отсутствовать и тогда рассчитывается выпаривание всего натрия на каждом высотном участке канала. Для приближенного математического описания теплообмена после закипания натрия принята модель выпаривания натрия на так называемом внешнем фазовом фронте (геометрически условно располагаемом на стороне, обращенной к оболочке). Высыхание пленки натрия в дисперсно-кольцевом режиме течения теплоносителя в канале осуществляется за счет нескольких механизмов: испарение пленки с внешней поверхности, механический унос капель жидкости, пузырьковый унос [7]. Физическая интерпретация используемой простой модели заключается в парообразовании в пристенном подслое жидкой пленки натрия за счет подвода тепла от стенки и последующем поперечном уносе паров через внешнюю поверхность в паровое ядро. При этом внутренняя граница пленки снова контактирует со стенкой, а вслед за ней смещается и внешняя граница. За счет этого поддерживается неизменный термический контакт стенки с пленкой, используемый в модели. Рассчитываемое в модели перемещение границы раздела паровой и жидкой фаз по нормали от стенки является условным, количественно выражающим баланс тепла в рассматриваемом процессе.

Задача перемещения рассматривается с учетом динамики границ области расплавления оболочки вдоль твэла, полученной из рассмотрения в первом приближении задачи плавления оболочки. Предполагается, что движение паров натрия и расплава оболочки - одномерное, а движущиеся среды - несжимаемые. Первоначально направленное вверх перемещение расплавленного материала оболочки (рис. 2а) происходит под действием силы трения от восходящего потока паров натрия, противодействующих сил тяжести и трения расплава о поверхности сердечника и нерасплавленных участков оболочки. Принимается, что расплав перемещается в виде сплошной неразрывной пленки, толщина которой одинакова по всей длине. Считается, что перемещение пленки за высотные границы области полного (по всему сечению) расплавления оболочки начинается, когда скорость течения пленки становится выше скорости распространения плавления оболочки вдоль твэла на соответствующей границе. Считается, что после смены направления перемещения (реверса) пленки и последующего оттока расплава вниз (обратно к верхней границе области расплавления оболочки) происходит отрыв пленки от вышенаходящейся еще твердой оболочки (рис. 2б). Последующее плавление оболочки на указанном верхнем участке (рис. 1д) не учитывается в балансе массы.

Процесс расплавления твэла в активной зоне с учетом перемещения материала оболочки, затвердевания расплава на твердых участках оболочки и повторного плавления рассчитывается по программам TRAMS-TWEL и MOTE с обменом данными через файлы на диске в соответствующих последовательности и формате. В результате расчетов определяются времена плавления элементов по всей длине активной части твэла.

На первом шаге по программе TRAMS-TWEL определяются времена выпаривания натрия и в первом приближении времена расплавления оболочки твэла в нескольких сечениях по высоте активной зоны. На данном шаге определяются также положения фронтов затвердевания материала оболочки за пределами активной зоны на уровнях ее верхней и нижней плоскостей в зависимости от времени. По программе MOTE с учетом полученных по TRAMS-TWEL временных зависимостей высотных координат верхней и нижней границ области полного расплавления оболочки и толщины блокировок проходного сечения канала в верхней и нижней зонах воспроизводства проводятся вычисления параметров движения жидкой стальной пленки. На втором шаге вычислений по программе TRAMS-TWEL с учетом полученных по MOTE временных зависимостей скорости и высотных координат границ жидкой пленки и высоты расплава над нижней блокировкой определяются уточненные времена расплавления оболочки и топливного сердечника, времена и толщины частичной или полной блокировки межтвэльного пространства затвердевающим материалом (в том числе в активной зоне) и времена расплавления натвердевших слоев в активной зоне. При этом указанные временные зависимости используются для определения времен попадания расплавленного материала оболочки в рассчитываемые по TRAMS-TWEL, расположенные на разных высотных уровнях поперечные сечения с еще твердой оболочкой, времен оттока жидкой стальной пленки из рассчитываемых поперечных сечений в верхней части активной зоны, времени начала вытекания расплава оболочки из зазора между топливом и оболочкой после отрыва верхней границы пленки от вышенаходящегося участка с еще твердой оболочкой, времен удаления расплавленной оболочки из рассчитываемых поперечных сечений в верхней и средней частях активной зоны, времен заполнения всего поперечного сечения канала в нижней части активной зоны расплавом оболочки, переместившимся из вышенаходящихся участков. В указанные моменты производятся соответствующие изменения конфигурации и граничных условий в рассчитываемой системе.

В работе [5] выполнено тестирование разработанных программ расчета плавления твэла и перемещения расплавленной оболочки TRAMS-TWEL и MOTE соответственно на численных результатах методик, аналогичных используемым в данных программах. Результаты расчетов плавления оболочки твэла, перемещения и затвердевания ее материала в целом качественно и количественно удовлетворительно согласуются с данными эксперимента R-5 на реакторе TREAT [5].

В данной работе выполнены расчеты выпаривания натрия в эффективном кольцевом канале вокруг твэла, плавления оболочки твэла, перемещения ее расплавленного материала, обратного затвердевания ее расплавленного материала на более холодных участках твэла в верхней части и выше активной зоны, в нижней части активной зоны и в торцевой зоне воспроизводства под активной зоной, повторного плавления затвердевшего материала в активной зоне, плавления топливного сердечника, в том числе с учетом нагрева жидкой стали в бассейне вокруг пенька твэла в нижней части активной зоны. Распределения температуры натрия и температуры оболочки по высоте активной зоны в момент 17 с после начала аварии, когда достигается температура насыщения натрия на верхнем расчетном участке наиболее теплонапряженной ячейки, показаны на рис. 3. В соответствии с приведенной в [8] эк-

спериментальной картограммой режима кипения натрия переход в устойчивое дисперсно-кольцевое течение при массовой скорости $1800 \text{ кг}/(\text{м}^2\text{с})$ должен осуществляться при весовом паросодержании $< 0,02$. Принятая в настоящей модели величина $x = 0$ (при $T_{Na} = T_{кип}^{Na}$ на наиболее горячем высотном участке) в качестве количественного критерия прекращения расхода в ТВС идет в запас расчета и необходима, поскольку теплогидравлика процесса кипения натрия в ячейке не рассматривается.

В результате расчетов получено, что кипение натрия, начавшееся в момент времени $t = 0$ в верхней части активной зоны, распространяется до ее низа за 3,2 с. В соответствии с самой простой модификацией модели кипения, в которой удаление всего натрия из всех участков по высоте канала в условиях наступившего нулевого расхода осуществляется путем его выпаривания, установлено, что осушение твэла наступает первоначально на участке, находящемся на расстоянии около 50-70 см от нижней плоскости активной зоны, в момент $\sim 1,9$ с. Полное осушение оболочки твэла в активной зоне происходит за 8,1 с. В каждом поперечном сечении прежде топливного сердечника плавится оболочка. Плавление оболочки твэла начинается немного выше центральной плоскости активной зоны через 3,2 с после начала кипения натрия и заканчивается на этом наиболее горячем по высоте участке в момент 4,0 с. В результате расчетов по программе TRAMS-TWEL на первом шаге получено, что область расплавления оболочки расширяется вверх в течение 5,1 с и вниз в течение 11,1 с.

Восходящее движение увлекаемого парами натрия, испаряющегося в нижней части активной зоны, жидкого материала оболочки, скорость которого рассчитывается по программе MOTE, начинается с момента ее расплавления на наиболее горячем участке. В качестве исходной для расчета использована высотная зависимость времен расплавления оболочки, полученная по программе TRAMS-TWEL. Из-за высокой скорости жидкой стальной пленки (рис. 4а) происходит ее натекание на еще нерасплавленный участок оболочки в верхней части активной зоны. Из-за быстрого нарастания массы расплавленного материала скорость пленки начинает падать. Скорость паров в канале для прохода теплоносителя тоже быстро снижается (рис. 4б) при уве-

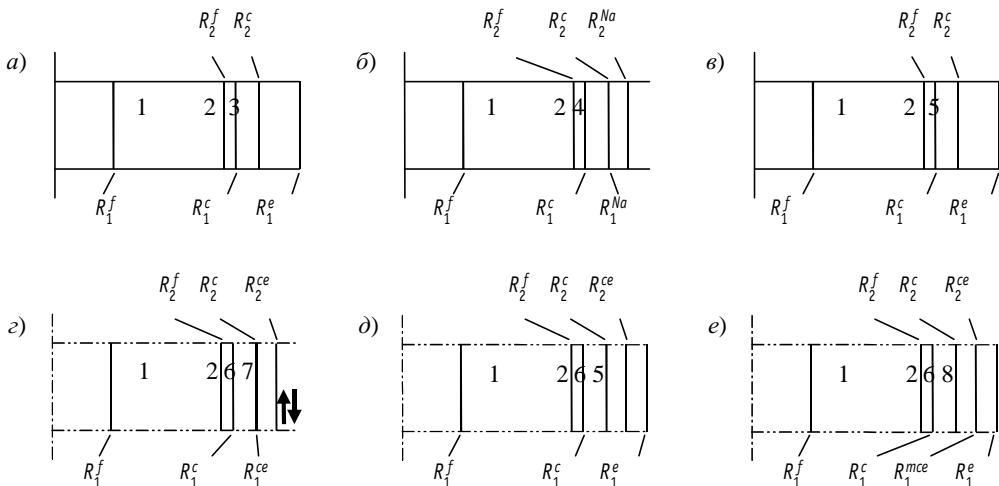


Рис. 1. Расчетные схемы радиального теплообмена в твэле на характерных высотных участках в аварийном процессе после прекращения расхода: до закипания натрия (а), после закипания натрия (б), после высыхания пленки жидкого натрия (в), на участках с расплавленным материалом оболочки, перемещающимся поверх твердой оболочки (з), в верхней части с оттоком жидкой стальной пленки (д), в нижней части с материалом оболочки, заполнившим все поперечное сечение канала (е); 1 - топливный сердечник; 2 - оболочка; 3 - жидкий натрий; 4 - пленка жидкого натрия; 5 - пары натрия (не является расчетной областью); 6 - корка затвердевшей стали; 7 - перемещающаяся жидкая сталь (не является расчетной областью); 8 - неподвижная жидкая сталь

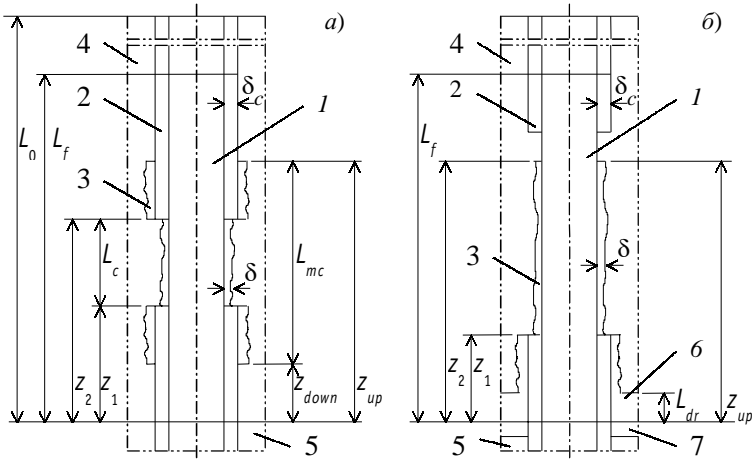


Рис. 2. Расчетные схемы перемещения расплавленной оболочки до (а) и после (б) блокировки в нижней зоне воспроизводства: 1 - топливный сердечник; 2 - оболочка; 3 - перемещающаяся пленка; 4 - пары натрия в канале; 5 - жидкий натрий; 6 - неподвижный расплав оболочки; 7 - блокировка

личении со временем протяженности расплавленного участка оболочки и соответствующем возрастании трения на поверхности раздела паров с пленкой. Тем не менее, в момент 4,9 с расплавленный материал достигает верха активной зоны (рис. 5), и начинается его застывание на ненагреваемом участке выше активной части твэла. Сужение проходного сечения в результате затвердевания приводит к резкому замедлению потока паров. При этом наступает изменение направления движения жидкой стальной пленки на нисходящее (рис. 4а) в момент ~5,0 с. До этого момента пленка успевает продвинуться на высоту 6,6 мм от верха активной зоны. Рассчитанная по программе TRAMS-TWEL толщина твердой корки из материала оболочки (рис. 4в) за то время, в течение которого жидкая сталь находилась выше активной зоны, достигает 0,71 мм. При этом закупоривается большая часть проходного сечения канала (ширина эффективного кольцевого канала равна 0,73 мм). Перемещающаяся после этого под действием практически только сил тяжести и противодействующего трения жидкая пленка натекает на еще твердую оболочку в нижней части активной зоны, начиная с высоты $z \approx 34$ см, и в момент ~5,9 с достигает торцевой зоны воспроизводства, где затвердевает. При этом за ~0,08 с образуется полная закупорка проходного сечения (рис. 4г) на глубину 4,2 см, которая препятствует дальнейшему продвижению стали в зоне воспроизводства и перекрывает поток паров натрия в активную зону. Продолжающееся опускное движение расплавленного материала в активной зоне приводит ко времени 6,5 с после закипания натрия к заливу сталью канала над нижней блокировкой на высоту 24,5 см (рис. 5).

Перемещение оболочки учитывается на втором шаге расчетов расплавления твэла по программе TRAMS-TWEL, на котором результаты предыдущего шага вычислений по TRAMS-TWEL и результаты расчета по MOTE используются в качестве входных данных. На данном шаге характерные времена и прочие параметры теплообмена до начала движения расплавленного материала одинаковы с полученными на предыдущем шаге. С началом течения жидкой стальной пленки по-

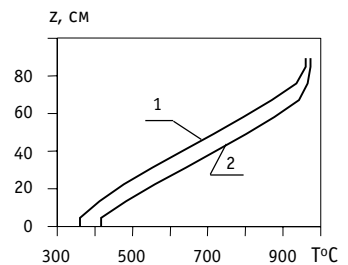


Рис. 3. Температура натрия (1) и оболочки твэла (2) по высоте канала в момент начала кипения теплоносителя при запроектной аварии с прекращением расхода через реактор

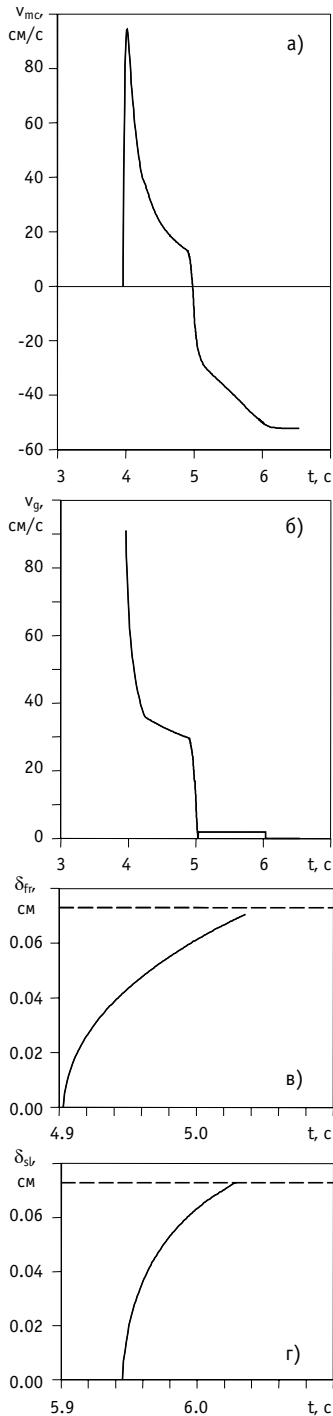


Рис. 4. Скорости перемещения расплавленной оболочки твэла (а) и течения паров натрия в канале (б), толщина слоев из затвердевшего материала оболочки над активной зоной (в) и в нижней зоне воспроизводства (г) (--- ширина эффективного кольцевого канала) при запроектной аварии

верх твердой (по всей толщине) оболочки в верхней части активной зоны ($z > 80$ см) в расчетной схеме теплообмена на таких участках появляется твердая корка из переместившегося с нижележащих участков расплавленного материала оболочки (рис. 1з). Рост толщины твердой корки будет продолжаться до тех пор, пока температура оболочки под ней не повысится до точки плавления. Максимальная толщина твердого слоя в верхней части активной зоны достигает 0,22 мм на уровне верхней плоскости. Разрыв в величинах толщины твердых корок на границе активной зоны и верхнего концевика твэла обусловлен отсутствием учета аксиальных перетечек тепла в используемой расчетной методике. Выделение скрытой теплоты затвердевания ускоряет нагрев оболочки до точки плавления. Твердая корка при температуре перемещающейся жидкой стальной пленки, равной температуре плавления, будет сохраняться до тех пор, пока не наступит расплавление самой оболочки. После реверса и последующего отступления пленки из рассматриваемых верхних участков обратно к верхней границе области расплавления оболочки открывается путь для стекания расплавленного материала оболочки. Удаление расплавленного материала, которое замедляет теплопередачу между топливным сердечником и остающимся твердым слоем оболочки, учитывается в граничных условиях теплообмена. В результате времена плавления оболочки в верхней части активной зоны превосходят соответствующие времена, полученные в тех же поперечных сечениях на предыдущем шаге вычислений по TRAMS-TWEL. В нижней части активной зоны образование корки поверх твердой оболочки начинается с высоты $z \approx 20$ см. Твердая стальная корка максимальной толщины 0,66 мм поверх оболочки образуется на уровне нижней плоскости активной зоны. Времена расплавления оболочки на нижнем участке меньше времен, полученных на предыдущем шаге по TRAMS-TWEL в тех же поперечных сечениях, (рис. 5) из-за дополнительного количества тепла, выделяющегося при затвердевании переместившейся стали. На уровне нижней плоскости разница во времени расплавления достигает 5,2 с.

На рис. 5 показаны также времена расплавления топливного сердечника, которые вычислены тоже с учетом перемещения расплавленной оболочки. Время начала плавления топлива на наиболее теплонапряженном участке равно 9,9 с, что на 0,8 с меньше соответствующего времени, полученного на пре-

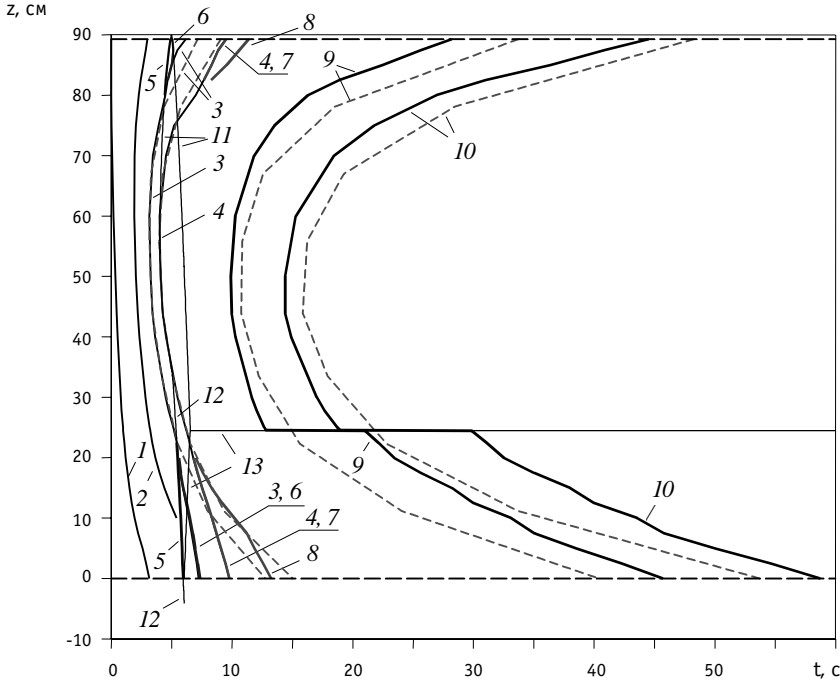


Рис. 5. Характерные времена в процессе расплавления оболочки по высоте твэла при запроектной аварии: начала (1) и окончания (2) выпаривания натрия, начала (3) и окончания (4) плавления оболочки (--- без учета перемещения расплава оболочки), начала (5) и окончания (6) затвердевания расплава оболочки в активной зоне, начала (7) и окончания (8) плавления твердых коронок, начала (9) и окончания (10) плавления топлива (11, 12 - верхняя и нижняя границы перемещающейся жидкой пленки из материала оболочки соответственно; 13 - высота бассейна из расплава оболочки над нижней закупоркой канала; - - - - границы секций по высоте твэла)

дыдущем шаге вычислений по TRAMS-TWEL. Это обусловлено учитываемым на данном шаге отсутствием затрат тепла на нагрев расплавленной оболочки после ее стекания в нижнюю часть активной зоны. По той же причине времена плавления топливного сердечника на верхних участках получены меньшими, чем на предыдущем шаге. В нижней части активной зоны - в области бассейна из материала расплавленной оболочки вокруг твердого пенька твэла, уровень которого находится на высоте $z = 24,5$ см, времена плавления топливного сердечника превосходят соответствующие времена, полученные на предыдущем шаге в тех же поперечных сечениях. Это обусловлено дополнительными затратами тепла на нагрев окружающей жидкой стали. На уровне нижней плоскости активной зоны разница во времени расплавления достигает 5,0 с, на уровне верха бассейна из жидкой стали - 7,1 с.

На рис. 5 видно, что ко времени начала плавления топлива в области стального бассейна (21,0 с) вышенаходящийся топливный сердечник расплавляется полностью на длине около 50 см. Ко времени расплавления топлива в области стального бассейна только на уровне верха бассейна (29,9 с) практически все вышенаходящееся топливо будет расплавлено. Следовательно, расплавленное топливо средней и верхней частей активной зоны будет собираться над стальным бассейном при еще твердых пеньках топливных сердечников в бассейне. Температура расплавленной стали на уровне верха бассейна ко времени начала плавления топлива на данной высоте достигает 2650°C , на уровне нижней плоскости активной зоны температура расплавленной стали к этому времени равна 1950°C . Сохраняющиеся в течение десятков секунд твердые пеньки топлива в бассейне из жидкой стали, температура которой

намного ниже точки ее кипения, будут, по-видимому, в какой-то мере препятствовать перемешиванию стали и вышенаходящегося расплавленного топлива. Приведенный в статье [9] анализ экспериментов серии BE+ программы SCARABEE, выполненный с помощью компьютерных кодов PHYSURA-GRAPPE и SIMMER-II с учетом данных измерений (после расплавления оболочек твэлов и разрушения термодар имеются данные только по боковым тепловым потокам от экспериментальной сборки), также показал, что в процессе расплавления твэлов топливо начинает плавиться после перемещения расплавленной стали и расплавленный бассейн из топлива формируется выше уже существующего стального бассейна. При этом два бассейна разделяются твердой коркой из топлива. Такая корка в течение времени своего существования будет предотвращать смешивание топлива с нижележащей жидкой сталью. Следовательно, конфигурация в одной из наиболее теплонапряженных ячеек активной зоны реактора БН, при которой около двух третей топлива собирается в компактную массу в центральной части по высоте активной зоны, вносящую наибольший вклад в реактивность, будет какое-то время сохраняться в первоначально сложившемся виде.

Выполнены расчеты при модификации модели кипения натрия в ячейке, в которой рассматривается выпаривание только части натрия - пленки на поверхности оболочки твэла, остающейся после начала кипения в рассчитываемом поперечном сечении и вытеснения другой части натрия паром. Так же, как в предыдущем случае, аксиальное расширение пузыря паров натрия вдоль канала из точки первоначального закипания не учитывается. Толщина пленки жидкого натрия принята равной 0,15 мм, что соответствует объемной доле ~0,2, принятой в соответствии с [6]. В данном случае осушение и расплавление оболочки твэла наступают раньше, чем в предыдущем случае. Область расплавления оболочки расширяется вверх в течение 3,4 с и вниз в течение 8,6 с. Указанные времена меньше полученных в предшествующем расчете на 2,6 с и 2,5 с соответственно. Образование стального бассейна завершается ко времени 4,8 с - на 1,7 с раньше, чем в предыдущем случае. Раньше происходит расплавление топливного сердечника: в центральной плоскости активной зоны - на 2,1 с, в верхней части - на 6,2 с, в области стального бассейна - на 1,6-4,0 с.

Выполнены расчеты при третьей модификации модели кипения, в которой рассматривается нагрев и выпаривание пленки жидкого натрия, остающейся на поверхности оболочки в рассчитываемом поперечном сечении твэла и канала после начала кипения на наиболее горячем высотном участке и вытеснения части натрия паром из всех участков по высоте активной зоны. Иными словами, постулируется, что в момент закипания натрия на наиболее горячем участке паровой пузырь мгновенно расширяется на всю длину канала в активной зоне, и на поверхности твэла остается только жидкая пленка вышеуказанной толщины. В данном случае область расплавления оболочки расширяется вверх в течение 3,4 с и вниз в течение 8,1 с. Указанные времена меньше полученных в предыдущем расчете на 0,07 с и 0,5 с соответственно. Расплавление топливного сердечника в области стального бассейна происходит раньше на 0,7-2,2 с, чем в предыдущем случае.

В целом, качественного отличия в результатах рассмотрения процессов плавления, перемещения и затвердевания материалов твэла при использовании трех рассмотренных модификаций простой модели кипения в канале не получено.

Таким образом, в результате расчетов (по методике данной работы) аварийных процессов в наиболее теплонапряженной ячейке активной зоны реактора БН при запроектной аварии получены времена плавления оболочки и топливного сердечника твэла с учетом перемещения расплавленной оболочки, затвердевания ее материала на более холодных участках твэла и плавления твердых корок. Плавление топлива в средней и верхней частях по высоте активной зоны начинается и большей частью

заканчивается при еще твердых пеньках топливных сердечников в нижней ее части, окруженных бассейном из расплавленной стали в межтвэльном пространстве. Такая последовательность плавления топлива по высоте активной зоны, полученная в результате предшествующего перемещения оболочки в нижнюю часть активной зоны, приведет к возникновению и сохранению в течение какого-то времени конфигурации материалов твэлов в наиболее теплонапряженных ТВС, вносящей наибольший вклад в реактивность. Данный качественный результат проведенных расчетов обуславливает важность корректного описания процессов плавления и перемещения материалов активной зоны для учета обратных связей по реактивности в комплексном рассмотрении развития аварии. Совершенствование разработанной методики расчета развития расплавления твэла в активной зоне может быть осуществлено в направлении разработки модели, описывающей перемещение расплавленного топлива, модели последующего тепло- и массообмена между объемами расплавленных топлива и стали между собой, а также с твердыми фрагментами.

Литература

1. Сценарий и последствия аварии LOFWS в реакторе БН-800 Южно-Уральской АЭС/*И.А. Кузнецов, В.М. Поплавский, Ю.Е. Швецов и др.* : Докл. на семинаре по безопасности реакторов на быстрых нейтронах. СНГ - Европейское сообщество. (г. Обнинск - г. Актау, 24 - 29 февраля 1992 г.). - 24 с.
2. *Buksha Yu.* On Approaches Applied Analysis of Melt-down Accident in BN-800 Type Reactor: Proc. IAEA/TWGFR Techn. Committee Meet. on Material-Coolant Interactions and Material Movement and Relocation in LMFR's (Oarai, Ibaraki, Japan, June 6-9, 1994). - O-arai Engineering Center, PNC, 1994. - P. 541-544.
3. Analysis of the Fast Reactor Core Recriticality at Beyond Design Basis Accidents/*Yu.K. Buksha, A.V. Danilychev, E.E. Marinenko et al.* - Sodium Cooled Fast Reactor Safety: Proc. of an Intern. Topical Meeting. (Obninsk, Russia, October 3-7, 1994). - Obninsk, 1994. - V. 2. - P. 2/24-2/35.
4. Власичев Г.Н. Расчетный анализ экспериментов по разрушению электрообогреваемых имитаторов твэлов ядерных реакторов//Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2000. - № 4. - С. 28-37.
5. *Власичев Г.Н.* Расчетная модель расплавления твэла с учетом перемещения расплавленной оболочки в активной зоне реактора БН при запроектной аварии//Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2001. - № 3. - С. 20-30.
6. *Уолтер А., Рейнольдс А.* Реакторы-размножители на быстрых нейтронах: Пер. с англ. - М.: Энергоатомиздат, 1986. - 624 с.
7. *Галин Н.М., Кириллов П.Л.* Теплообмен (в ядерной энергетике). Учеб. пособие для вузов. - М.: Энергоатомиздат, 1987. - 376 с.
8. Расчетно-экспериментальные исследования условий устойчивого теплообмена при возникновении кипения жидкого металла в режиме аварийного расхолаживания быстрого реактора/*А.П. Сорокин, А.Д. Ефанов, Е.Ф. Иванов и др.*//Известия вузов. Ядерная энергетика. - 1999. - № 2. - С. 59-69.
9. The SCARABEE Total Blockages Test Series: Synthesis of the Interpretation/*J. Papin, J. Mac dougall, R. Sesny et al.*: Proc. of 1990 Int. Fast Reactor Safety Meet. (Snowbird, 12-16 August 1990). - ANS, 1990. - V. 1. - P. 367-376.

Поступила в редакцию 1.04.2002

МАРКОВСКАЯ ЦЕПЬ С ДОХОДАМИ ДЛЯ ВЫБОРА НАИБОЛЕЕ ЗНАЧИМЫХ ОСКОЛКОВ ДЕЛЕНИЯ. ОБЩАЯ МОДЕЛЬ

Ю.В. Волков, О.Б. Дугинов

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



Разработана модель для описания межизотопных переходов на основе теории марковских цепей с доходами. Предложена итерационная процедура для определения наиболее значимых по заданному критерию маршрутов (стратегий) межизотопных переходов, приносящих наибольший эффект.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время к ядерным реакторам предъявляются более жесткие требования по безопасности и экологической приемлемости, чем на первых этапах развития атомной энергетики. Это вызывает необходимость проведения нейтронно-физических расчетов с более высокой точностью. Повысить точность вычислений, сократить их объем и время, затрачиваемое на предварительную подготовку данных, можно путем более полного учета межизотопных переходов для дочерних продуктов делений тяжелых ядер в ядерных реакторах. Часто отсутствует необходимость в учете всех подряд переходов, да это и невозможно, т.к. для многих изотопов данные о некоторых переходах просто отсутствуют. В этом случае возникает задача отбора по какому-либо критерию наиболее значимых переходов или изотопов. Например, при проведении проектных расчетов выгорания топлива можно отбирать изотопы, вносящие наибольший вклад в нейтронный баланс. При этом необходимо учитывать, что некоторые изотопы могут не влиять непосредственно на критериальную величину, однако это влияние может быть значительным через их дочерние, внучатые и т.д. изотопы.

При достаточных опыте и навыках отбор значимых изотопов может быть сделан человеком-специалистом, но никогда нельзя дать стопроцентной гарантии, что он не допустит ошибку. Такая гарантия может быть обеспечена, если отбор значимых изотопов автоматизирован. Автоматизация отбора наиболее значимых по заданному критерию изотопов может быть осуществлена с помощью модели марковской цепи с доходами [1, 2]. Далее в статье показано, как можно решить такую задачу.

ТЕОРИЯ

Описание межизотопных переходов

Цепочку превращений для каждого изотопа с номером i и массой j в основном ($m=0$) или метастабильном ($m=1$) состоянии можно представить схемами переходов, изображенными на рисунке. На этих схемах направления стрелок указывают направ-

ления только тех переходов, которые возможны. Отсутствие стрелок указывает на невозможность сообщения состояний. Понятно, что массив (I, J, M) (J – максимальная известная масса изотопов; I – максимальный, известный сейчас заряд ядра, т.е. номер элемента; $M=2$) заполнен лентой стабильности, а все остальные элементы массива пусты.

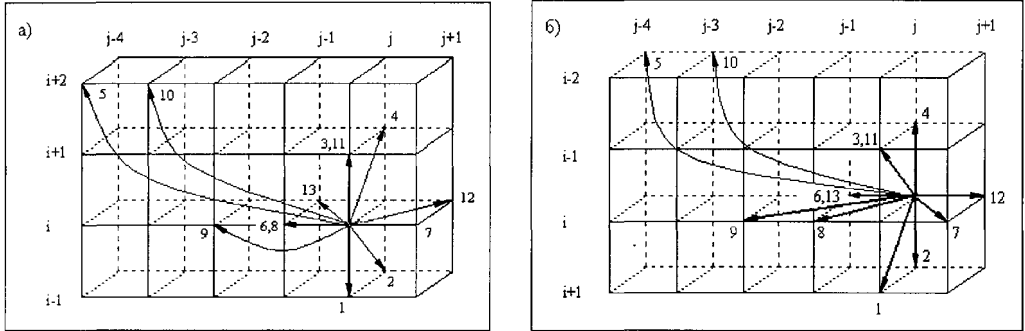


Схема в принципе возможных переходов из изотопа с номером (ij) в другие: а) из основного состояния; б) из метастабильного состояния

Перенумеруем все подряд изотопы следующим образом: элементы массива (I, J, M) нумеруем по слоям в глубину, т.е. сначала нумеруем нуклид в основном состоянии, а потом этот же нуклид в метастабильном состоянии. Таким образом, первая строка заканчивается номером $2J$. Во второй строчке первый изотоп имеет номер $2J+1$ и т.д.

Каждый изотоп может перейти в другой нуклид за счет следующих процессов:

- 1) β^- -распад в основное состояние;
- 2) β^- -распад в метастабильное состояние;
- 3) β^+ -распад в основное состояние;
- 4) β^+ -распад в метастабильное состояние;
- 5) α -распад;
- 6) n -распад;
- 7) реакция (n, γ) с переходом в основное состояние;
- 8) реакция $(n, 2n)$ с переходом в основное состояние;
- 9) реакция $(n, 3n)$ с переходом в основное состояние;
- 10) реакция (n, α) с переходом в основное состояние;
- 11) реакция (n, p) с переходом в основное состояние;
- 12) реакция (n, γ) с переходом в метастабильное состояние;
- 13) реакция $(n, 2n)$ с переходом в метастабильное состояние;
- 14) "остаться в самом себе".

Таким образом, связь между номером k изотопа в новой линейной нумерации и нумерацией массива (i, j, m) такая:

$$K=2J(i-1)+2j-N,$$

где $N=1$, если нуклид в основном состоянии; $N=0$, если нуклид в метастабильном состоянии.

Тогда скорости реакций, относящихся к k -му изотопу, можно в общем виде записать следующим образом:

для четных k (нуклид в основном состоянии)

$$a_{k,k+2J} = \lambda_{\beta^-}^k ;$$

$$a_{k,k-4J-8} = \lambda_{\alpha}^k ;$$

$$a_{k,k+2J+1} = \lambda_{\beta_m^-}^k ;$$

$$a_{k,k+2} = \sigma_{(n,\gamma)}^k \cdot \bar{\phi} ;$$

$$a_{k,k-2J+1} = \lambda_{\beta_m^+}^k ;$$

$$a_{k,k-4J-6} = \sigma_{(n,\alpha)}^k \cdot \bar{\phi} ;$$

$$a_{k,k+3} = \sigma_{(n,\gamma)_m}^k \cdot \bar{\Phi}; \quad a_{k,k-1} = \sigma_{(n,2n)_m}^k \cdot \bar{\Phi};$$

$$a_{k,k-2j} = \lambda_{\beta^+}^k + \sigma_{(n,p)}^k \cdot \bar{\Phi}; \quad a_{k,k-2} = \lambda_n^k + \sigma_{(n,2n)}^k \cdot \bar{\Phi} + \sigma_{(n,3n)}^k \cdot \bar{\Phi},$$

где a – скорость реакции, $1/\text{см}^3 \text{ с}$; σ – сечение реакции, барн; $\bar{\Phi}$ – поток нейтронов, $1/\text{см}^2 \text{ с}$; λ – постоянная распада, $1/\text{с}$; m – реакция с переходом нуклида в метастабильное состояние.

Для нечетных k (нуклид в метастабильном состоянии) выражения для интенсивностей переходов строятся исходя из аналогичных рассуждений.

Понятно, что какие-то переходы не учтены, некоторые из записанных переходов не возможны (или не имеют данных) для конкретного изотопа. В таком случае соответствующие скорости реакций полагаются равными нулю.

Остальные скорости реакций, которые могли бы относиться к k -му изотопу, равны нулю.

Скорости реакций $a_{k,n}$ составляют квадратную матрицу A размерности $M \times M$.

Марковская цепь с непрерывным временем как модель межизотопных переходов

Если принять, что матрица A есть матрица интенсивностей перехода между состояниями марковской цепи с непрерывным временем, мы приходим к марковской модели межизотопных переходов, управляемых матрицей A . Для матрицы вероятностей переходов $P(t) = \{P_{k,n}(t)\}$, где $P_{k,n}(t)$ – вероятность перехода из состояния k в состояние n в момент времени t , справедлива система уравнений

$$\frac{dP}{dt} = PA$$

с начальным условием

$$P(0) = 1.$$

Стационарные вероятности состояний $\bar{\pi} = \{\pi_1, \pi_2, \dots, \pi_M\}$ введенной марковской цепи подчиняются системе линейных алгебраических уравнений

$$\bar{\pi}A = 0$$

с дополнительным условием

$$\sum_{k=1}^M \pi_k = 1.$$

Стационарные вероятности π_k можно интерпретировать как доли ядер соответствующих изотопов в общей массе всех M изотопов в реакторе, вышедшем на стационарный режим перегрузок.

Интенсивность a_{kk} изотопу k остаться в системе определяется как

$$a_{kk} = -\sum_{n \neq k} a_{kn}.$$

Доходы от межизотопных переходов

В зависимости от того, какой эффект интересует, можно вводить различные системы доходов от межизотопных переходов. Например, если межизотопные переходы интересуют как поставщики радиоактивных излучений, то матрица доходов R будет иметь такую структуру:

$r_{kk} = 0$, если не снимается возбуждение выделением γ -кванта; $r_{kk} \neq 0$, если выделяется γ -квант; $r_{kj} \neq 0$ для всех j , переходы в которые из k возможны и в результате ко-

торых образуются α -, β -частицы или нейтроны.

Если интересуется влияние межизотопных переходов на нейтронный баланс, то структуру матрицы R можно задать, например, в следующем виде:

- для β^- -, β^+ -, α -распадов и возможности "остаться в самом себе" доход $r = 0$;
- для реакций (n, γ) , (n, α) , (n, p) и n -распада – $r = 1$;
- для реакций $(n, 2n)$ и $(n, 3n)$ – $r = 3$ и $r = 4$ соответственно.

Понятно, что изотопы могут приносить эффект (доход) или непосредственно в результате их радиоактивных превращений, или опосредованно через дочерние, внучатые и т.д. изотопы. В дальнейшем нас будет интересовать полный ожидаемый эффект (доходом) от всей совокупности возможных ядерных превращений продуктов деления. Чтобы найти наилучший маршрут переходов между изотопами, максимизирующий полный ожидаемый доход, непосредственным перебором возможных переходов необходимо рассмотреть N^D вариантов, где N – число изотопов включая продукты деления и продукты из распада, а также актиниды, $D=14$ – число всех возможных переходов для одного изотопа. Поскольку в данной модели $N \approx 50000$, то ясно, что непосредственным перебором вариантов задачу поиска наиболее значимых (приносящих наибольший полный ожидаемый доход) продуктов деления решить за разумное время невозможно. В работе [1] предложен ряд процедур, которые можно использовать для поиска за конечное (разумное) число шагов маршрута межизотопных переходов, приносящего максимальный эффект (доход).

Следуя работе [1], введем $v_k(t)$ – полный ожидаемый эффект (доход) от системы изотопов, если начать переходы с k -го изотопа. Непосредственно ожидаемый эффект (доход) в единицу времени от k -го изотопа есть

$$q_k = r_{kk} + \sum_{n \neq k} a_{kn} r_{kn}.$$

Для вектора доходов $\vec{v}(t) = \{v_1, v_2, \dots, v_{14}\}$ справедливо уравнение

$$\frac{d\vec{v}}{dt} = A\vec{v} + \vec{q}, \quad (1)$$

которое необходимо дополнить начальным условием $\vec{v}(0)$. Как показано в работе [1], уравнение (1) имеет асимптотическое решение вида

$$\vec{v}(t) = t\vec{g} + \vec{c},$$

где \vec{g} – вектор прибылей (скоростей g_k роста эффекта в состоянии k); \vec{c} – вектор постоянных, определяемый, главным образом, начальным условием $\vec{v}(0)$.

АЛГОРИТМЫ ОТБОРА ЗНАЧИМЫХ ИЗОТОПОВ

Введем понятие стратегии (решения) в состоянии k . Для каждого k -го изотопа мы можем начать перебор вариантов перехода в другие изотопы, располагая 14-ю путями. Решение начать перебор вариантов из состояния k с перехода под номером d_k мы будем называть стратегией d_k . Поскольку мы рассматриваем здесь стационарное состояние совокупности изотопов, то можем считать, что процесс ядерных превращений длится очень долго. Для отыскания оптимального решения в процессах большой длительности с непрерывным временем был разработан *итерационный* метод [1, 2]. Каждая итерация состоит из двух частей – определения весов и улучшения решения.

Определение весов. Для данного решения полный ожидаемый доход системы в момент времени t , если переходы в ней начались из состояния i , есть $v_i(t)$.

Поскольку здесь рассматриваются только процессы большой продолжительности, то для каждого $v_i(t)$ можно при больших t использовать асимптотическое выраже-

ние:

$$v_i(t) = t \cdot g_i + c_i, \quad (2)$$

где g_i – прибыль системы, c_i – относительный вес.

Используя (2), преобразуем (1) в систему алгебраических уравнений

$$g_i = q_i + t \cdot \sum_{j=1}^N a_{ij} \cdot g_j + \sum_{j=1}^N a_{ij} \cdot c_j, \quad i=1,2,\dots, N. \quad (3)$$

Поскольку уравнение (3) должно быть справедливо при всех достаточно больших t , то, выделяя слагаемое с сомножителем t , получаем две системы линейных алгебраических уравнений:

$$\sum_{j=1}^N a_{ij} \cdot g_j = 0, \quad i=1,2,\dots, N \quad (4)$$

и

$$g_i = q_i + \sum_{j=1}^N a_{ij} \cdot c_j, \quad i=1,2,\dots, N. \quad (5)$$

При помощи уравнений (4) прибыль в каждом состоянии выражается через прибыли эргодических классов процесса. Полагая относительный вес одного из состояний в каждом эргодическом классе равным нулю, например, $c_N = 0$, из уравнений (5) находим оставшиеся веса и прибыли эргодических классов.

На практике решение уравнений (4) и (5) может оказаться затруднительным или вовсе невозможным из-за больших размеров системы уравнений (получаемая матрица переходов A имеет размерность $\approx 50000 \times 50000$). Облегчить задачу можно, если исключить из рассмотрения те нуклиды, данные по которым отсутствуют. В предварительных исследованиях по подготовке константного обеспечения [4] было выяснено, что в различных библиотеках ядерных данных содержится информация примерно о 1000 различных нуклидов. Объединим все нуклиды, на которых обрываются цепочки ядерных превращений в один “эффективный” стабильный нуклид.

Проведем новую нумерацию нуклидов в порядке возрастания индентификатора изотопа в виде

$$I = 10000 \cdot Z + 10 \cdot A + m,$$

где Z – атомный номер нуклида; A – атомная масса нуклида; $m=0$, если нуклид в основном состоянии, $m=1$, если нуклид в метастабильном состоянии.

“Эффективный” нуклид поместим в конец списка.

Таким образом, полученная новая матрица интенсивностей перехода будет иметь размерность $\approx 1300 \times 1300$.

Задача нахождения эргодических классов системы и состояний, соответствующих каждому классу, в общем виде описана в [3]. В нашем случае процедура поиска эргодических классов очень проста, т.к. каждая стратегия включает в себя только один переход, удовлетворяющий условию:

$$\alpha_{k,n} = -\alpha_{k,k}.$$

Улучшение решения. Предположим, что известно поведение, которое будет оптимальным, если до окончания процесса осталось t единиц времени, и что $v_i(t)$ ($i=1,2,\dots, N$) являются полными ожидаемыми доходами при этом поведении. Рассмотрим вопрос о том, какого поведения нужно придерживаться, если в нашем распоряжении имеется более чем t единиц времени; из уравнения (1) видно, что скорость роста величины $v_i(t)$ будет наибольшей, если максимизировать выражение

$$q_i^k + \sum_{j=1}^N a_{ij}^k \cdot v_j(t)$$

относительно стратегий k в состоянии i . Если t велико, то используя равенство (2) можно получить критерий максимизации в i -том состоянии в виде

$$q_i^k + \sum_{j=1}^N a_{ij}^k \cdot (t \cdot g_j + c_j). \quad (6)$$

При больших t выражение (6) достигает максимума на стратегии, которая максимизирует основной критерий

$$\sum_{j=1}^N a_{ij}^k \cdot g_j, \quad (7)$$

использующий прибыли старого решения. Однако, если все стратегии приводят к одному и тому же значению выражения (7) или если часть стратегий приводит к одному и тому же его максимальному значению, то среди этих стратегий нужно выбрать ту, которая максимизирует дополнительный критерий

$$q_i^k + \sum_{j=1}^N a_{ij}^k \cdot c_j, \quad (8)$$

использующий относительные веса старого решения.

Алгоритм отбора значимых изотопов

Процедура отбора значимых продуктов деления может быть организована следующим образом. Для каждого изотопа с номером i и для каждого решения k по уравнениям (4), (5) находим относительные веса c_i и прибыли g_i . При этом, поскольку в общем случае трудно сразу для всех изотопов выбрать специальное начальное решение, началом итерационной процедуры может быть этап улучшения решения в предположении для всех i , что $c_i=0$. В этом случае, как это видно из (8), максимизируется непосредственно ожидаемый эффект (доход).

Далее решается задача определения весов по уравнениям (4), (5) при выбранном решении d_k . С применением полученных весов, переходим к этапу улучшения решения и т.д.; в конце концов, процедура сойдется за конечное число итераций к какому-то вектору решений $\vec{d} = \{d_1, d_2, \dots, d_N\}$. Вектор наилучших решений даст вектор максимальных полных доходов, которые принесет система, отправившись из состояния $i - \vec{v}(1) = \{v_1(1), v_2(1), \dots, v_N(1)\}$, где компонентами являются суммы $v_i(1) = g_i + c_i$ прибылей и весов.

Остается только расставить эти компоненты по величине и отобрать те изотопы, которые обладают максимальными значениями $v_i(1)$. Сделать это можно используя разности значений относительных весов.

Имеются также другие методы определения стратегий, приносящих максимальный доход. Это *рекуррентный* метод и метод *последовательных решений с переоценкой* [1]. Однако рекуррентный метод может применяться только для процессов малой длительности, а процессы с переоценкой применять в этой задаче бессмысленно.

ПРИМЕР

Найдем оптимальное решение для системы с четырьмя состояниями, вероятности переходов и доходы которой показаны в табл. 1. Одно из состояний является поглощающим. Ради упрощения вычислений рассмотрим систему с одним эргодическим классом.

Таблица 1

Пример процесса с одним эргодическим классом и поглощающим состоянием

Состояние i	Стратегия k	Интенсивности переходов				Непосредственно ожидаемый доход q_i^k
		a_{i1}^k	a_{i2}^k	a_{i3}^k	a_{i4}^k	
1	1	-5	5	0	0	5
	2	-2	0	2	0	3
2	1	0	-1	0	1	0.02
	2	0	-0.03	0.03	0	0.09
3	1	0	0	-1.7	1.7	1.7
	2	0	0	-0.5	0.5	0.1
4	1	0	0	0	0	0

Начнем с решения, которое максимизирует непосредственно ожидаемый доход. Это решение составляется из первой стратегии в 1,3 и 4 состояниях и второй во - 2 состоянии.

$$d = \begin{bmatrix} 1 \\ 2 \\ 1 \\ 1 \end{bmatrix}, q = \begin{bmatrix} 5 \\ 0.09 \\ 1.7 \\ 0 \end{bmatrix}.$$

Перейдем к оценке решения. Уравнения (4) принимают вид

$$g_1=g_2, g_2=g_3, g_3=g_4.$$

Они показывают, что существует только один эргодический класс, включающий в себя все четыре состояния. Если использовать эти результаты при написании уравнений (5), положив, например, относительный вес $c_4=0$, то получаются следующие соотношения:

$$g=5+5c_2-5c_1, g=0.09+0.03c_3-0.03c_2, g=1.7-1.7c_3, g=0.$$

Их решением является $g=0, c_1=5, c_2=4, c_3=1, c_4=0$.

Теперь можно искать лучшие решения. В [1] показано, что улучшение решения для эргодической системы надо проводить по дополнительному критерию. Новым решением является

$$d = \begin{bmatrix} 1 \\ 2 \\ 1 \\ 1 \end{bmatrix}.$$

Новое решение эквивалентно старому, следовательно оно оптимальное. Данное решение обеспечит прибыль в 0 единиц в каждый момент времени. Этот результат также следует из наличия в системе поглощающего состояния – при $t \rightarrow \infty$ система с вероятностью 1 окажется в этом состоянии и уже никогда его не покинет и прибыль в единицу времени будет ограничена непосредственно ожидаемым доходом поглощающего состояния [1]. Теперь выстроим состояния по величине полного дохода в порядке убывания. Найдем разницы весов

$$c_1-c_2= 1, c_1-c_3=4, c_1-c_4=5, c_2-c_3= 3, c_2-c_4=4, c_3-c_4=1,$$

тогда полные доходы состояний будут удовлетворять следующему соотношению:

$$V_1 > V_2 > V_3 > V_4.$$

Положив $v_4=0$, получим $v_1=5$, $v_2=4$, $v_3=1$. В итоге получаем, что если система выйдет из состояний 1, 2, 3, 4, то она принесет 5, 4, 1 и 0 единиц дохода соответственно. Следовательно, в этом примере состояния можно выстроить по ранжиру следующим образом: максимальный эффект будет получен от первого состояния, далее следуют второе, третье и четвертое.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработана марковская модель с доходами для описания межизотопных переходов и реализован алгоритм выбора оптимальной стратегии отбора значимых по какому-либо критерию продуктов деления за конечное число шагов.

Проведены предварительные исследования по константному обеспечению разработанной модели.

Литература

1. Ховард Р. Динамическое программирование и марковские процессы. – М: Сов. радио, 1964.
2. Майн Х., Осаки С. Марковские процессы принятия решений. – М: Наука, 1977.
3. Романовский В. И. Дискретные цепи Маркова. – М.: Гостехиздат, 1959.
4. Волков Ю.В., Дугинов О.Б., Клинов Д.А., Колесов В.В. Отчет о НИР «Разработка и верификация марковской модели эффективного осколка деления» Марковская модель эффективного осколка деления (заключительный). № ГР 01200013135, Инв. № 02200100388.

Поступила в редакцию 15.02.2002

НОРМАТИВНЫЕ ПАРАМЕТРЫ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ОТХОДАМИ, СОДЕРЖАЩИМИ ПЛУТОНИЙ И НИЗКООБОГАЩЕННЫЙ УРАН

С.С. Кречетов, В.С. Внуков

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



Определены параметры ядерной безопасности при обращении с отходами, содержащими плутоний и низкообогащенный уран. Проведены расчеты безопасного удельного содержания, безопасной поверхностной плотности, используемых при анализе ядерной безопасности отходов. Рассмотрены различные смеси отходов, содержащих воду, графит, бериллий, оксид кремния и другие. Приведены рекомендованные нормативные параметры при обращении с отходами.

Для обоснования ядерной безопасности хранилищ и мест захоронения радиоактивных отходов, содержащих делящиеся материалы, используются нормативные параметры, т.е. безопасная концентрация делящихся материалов (г/л), безопасное удельное содержание делящихся материалов в отходах (г/кг), безопасная поверхностная плотность делящихся материалов в отходах (г/см²), при которых $K_{эф}$ мест захоронения ≤ 0.95 .

Эти нормативные параметры были определены в работе [1] для отходов, содержащих высокообогащенный уран. В настоящей работе рассмотрены отходы, содержащие плутоний и уран с обогащением менее или равным 5% по ²³⁵U. Рассматривались 2 состава плутония: первый содержит 100% ²³⁹Pu, второй 76% ²³⁹Pu, $\geq 12\%$ ²⁴⁰Pu, $\leq 12\%$ ²⁴¹Pu.

Поскольку на практике состав отходов может содержать различные химические элементы, были выбраны смеси делящихся материалов с наиболее эффективными замедлителями нейтронов: водой, графитом, бериллием. Кроме того рассмотрены смеси делящихся материалов с "рассеивателями" нейтронов, имеющими малое сечение поглощения в тепловой части спектра нейтронов, которые наиболее часто встречаются в составе отходов. В качестве таковых выбраны SiO₂, MgF₂, Pb.

При расчетах концентраций принимались следующие значения плотностей материалов: воды – 1г/см³, графита – 1.65 г/см³, бериллия – 1.85 г/см³, свинца – 11.3 г/см³, MgF₂ – 1.6 г/см³, SiO₂ – 1.6 г/см³ (значения плотности для MgF₂ и SiO₂ соответствуют 60% от теоретической плотности; это объясняется тем фактом, что в природе рассмотренные материалы при теоретической плотности встречаются редко).

Нормативные параметры для таких смесей определяются с помощью расчетов $K_{эф}$ по аттестованным программам. Однако из-за низких значений концентраций деля-

щихся материалов в смеси с материалами, входящими в состав отходов, погрешность расчетов не известна из-за отсутствия критических экспериментов в этой области. Поэтому нормативные параметры были рассчитаны с помощью двух независимых программ ММКФК-2 [2] и SCALE 4.4a [3].

Комплекс программ ММКФК-2 предназначен для решения методом Монте-Карло в многогрупповом приближении стационарного (прямого и сопряженного), а также нестационарного и квазистационарного уравнений переноса нейтронов и гамма-квантов в сложных трехмерных геометриях. В комплексе программ ММКФК-2 перенос нейтронов в эпитепловой (или во всей) области энергии смоделирован в подгрупповом приближении по программе МКРА с использованием 26-групповой библиотеки констант БНАБ-78,85. Термализация при $E < 1 \text{ эВ}$ моделировалась в 40-групповом приближении с использованием физического модуля МОФИТТГ и библиотеки констант ТЕПКОН-90. Среди геометрических модулей, входящих в комплекс программ ММКФК-2, использовались модули HRAN-2 и PRSAZ.

Программный комплекс SCALE 4.4a разработан Оак-Риджской лабораторией для анализа критичности, защиты и процессов теплопередачи ядерного оборудования и различных типов упаковок. В программе SCALE 4.4a для проведения расчетов на критичность были использованы управляющие модули CSAS1X, CSAS26, включающие в себя модули XSDRNPM и KENO V. В расчетах использованы 27-групповая библиотека нейтронных сечений ENDF/B-IV и 44, 238-групповые библиотеки нейтронных сечений ENDF/B-V.

В табл. 1-3 приведены полученные результаты расчетов по определению безопасной концентрации.

Таблица 1

Сравнительные результаты расчетов по определению безопасной концентрации плутония Pu (100%- ^{239}Pu) для различных смесей по программам SCALE 4.4a и ММКФК-2

Состав смеси	$C_{\text{Pu}} \cdot 10^{-3}$, г/см ³	K_{∞} , ММКФК-2	K_{∞} , SCALE 4.4a			Д , %		
			27 групп	44 групп	238 групп	27 групп	44 групп	238 групп
Pu+H ₂ O	6.5	0.9441	0.9547	0.9495	0.9482	0.91	0.57	0.43
Pu +C	0.085	0.9459	0.9682	0.9538	0.9510	2.36	0.84	0.54
Pu +Be	0.306	0.9457	0.9541	0.9554	0.9532	0.89	1.03	0.79
Pu +Pb	2.450	0.9476	0.8990	0.8793	0.8872	5.13	7.21	6.04
Pu +SiO ₂	0.630	0.9490	0.9531	0.9402	0.9425	0.43	0.93	0.69
Pu +MgF ₂	0.350	0.9427	0.9552	0.9633	0.9614	1.33	2.19	1.98

C_{Pu} – концентрация ^{239}Pu , г/см³; Д - $((K_{\infty}^{\text{ММКФК-2}} - K_{\infty}^{\text{SCALE}}) / K_{\infty}^{\text{ММКФК-2}}) \cdot 100$, %.

При определении безопасной поверхностной плотности расчеты проводились для бесконечной одномерной пластины с метровым бетонным отражателем снизу и сверху. Выбор бетона в качестве отражателя обусловлен тем, что стены хранилища могут быть выполнены из бетона и отражающая способность (альbedo) бетона выше, чем у воды или земли.

Расчеты по определению безопасной поверхностной плотности проводились следующим образом: для определенной концентрации делящегося материала (урана, плутония) определялась толщина пластины, при которой K_{∞} системы равнялось 0.95. Исходя из данной толщины пластины определялась безопасная поверхностная плотность. Процедура выполнялась до тех пор, пока не набиралось достаточное количество точек для построения зависимости безопасной поверхностной плотности от кон-

Таблица 2

Сравнительные результаты расчетов по определению безопасной концентрации плутония *Pu (76%- ²³⁹Pu, 12%- ²⁴⁰Pu, 12%- ²⁴¹Pu) для различных смесей по программам SCALE 4.4a и ММКФК-2

Состав смеси	C _{Pu} ·10 ⁻³ , г/см ³	K _∞ , ММКФК-2	K _∞ , SCALE 4.4a			Д , %		
			27 групп	44 групп	238 групп	27 групп	44 групп	238 групп
*Pu+H ₂ O	7.5	0.9458	0.9537	0.9517	0.9492	0.84	0.62	0.36
*Pu+C	0.095	0.9463	0.9681	0.9556	0.9512	2.30	0.98	0.52
*Pu+Be	0.340	0.9435	0.9505	0.9538	0.9517	0.74	1.09	0.87
*Pu+Pb	4.700	0.9426	0.9251	0.9068	0.9019	1.86	3.80	4.32
*Pu+SiO ₂	0.900	0.9486	0.9579	0.9571	0.9562	0.98	0.90	0.80
*Pu+MgF ₂	0.450	0.9441	0.9525	0.9627	0.9595	0.89	1.97	1.63

C_{Pu} – концентрация плутония, г/см³; Д - ((K_∞^{ММКФК-2} - K_∞^{SCALE})/ K_∞^{ММКФК-2})·100, %.

Таблица 3

Сравнительные результаты расчетов по определению безопасной концентрации урана обогащением 5% ²³⁵U для различных смесей по программам SCALE 4.4a и ММКФК-2

Состав смеси	C _U ·10 ⁻³ , г/см ³	K _∞ , ММКФК-2	K _∞ , SCALE 4.4a			Д , %		
			27 групп	44 групп	238 групп	27 групп	44 групп	238 групп
U(5)+H ₂ O	257.0	0.9476	0.9534	0.9476	0.9469	0.44	0.00	0.07
U(5)+C	3.160	0.9457	0.9387	0.9510	0.9531	0.74	0.56	0.78
U(5)+Be	11.500	0.9463	0.9270	0.9396	0.9429	2.04	0.71	0.36

C_U – концентрация урана, г/см³; Д - ((K_∞^{ММКФК-2} - K_∞^{SCALE})/ K_∞^{ММКФК-2})·100, %.

центрации делящегося материала. Далее из графика определялась минимальная по концентрации безопасная поверхностная плотность.

В табл. 4-6 приведены значения K_{эф} при соответствующей минимальной безопасной поверхностной плотности для каждой из смесей, полученные при помощи расчетных программных комплексов ММКФК-2 и SCALE 4.4a.

Таблица 4

Сравнительные результаты расчетов по определению безопасной поверхностной плотности Pu (100%-²³⁹Pu) по программам ММКФК-2 и SCALE 4.4a

Состав смеси	ξ, г/см ²	K _{эф} , ММКФК-2	K _{эф} , SCALE 4.4a			Д , %		
			27 групп	44 групп	238 групп	27 групп	44 групп	238 групп
Pu+H ₂ O	0.1680	0.9439	0.9503	0.9495	0.9474	0.7	0.6	0.37
Pu+C	0.0312	0.9460	0.9475	0.9411	0.9586	1.33	0.52	0.16
Pu+Be	0.0364	0.9461	0.9023	0.8939	0.9009	4.63	5.52	4.78
Pu+Pb	1.7600	0.9462	0.9060	0.8630	0.8816	4.25	8.79	6.83
Pu+SiO ₂	0.2770	0.9464	0.9457	0.9418	0.9511	0.07	0.49	0.50
Pu+MgF ₂	0.1463	0.9483	0.9358	0.9585	0.9545	1.32	1.08	0.65

ξ - поверхностная плотность, г ²³⁹Pu на см²; Д - ((K_{эф}^{ММКФК-2} - K_{эф}^{SCALE})/K_{эф}^{ММКФК-2})·100, %.

Таблица 5

Сравнительные результаты расчетов по определению безопасной поверхностной плотности *Pu (76%- ²³⁹Pu, 12%- ²⁴⁰Pu, 12%- ²⁴¹Pu) по программам MMKFK-2 и SCALE 4.4a

Состав смеси	ξ , г/см ²	K _{эф} , MMKFK-2	K _{эф} , SCALE 4.4a			Д , %		
			27 групп	44 групп	238 групп	27 групп	44 групп	238 групп
*Pu+H ₂ O	0.2040	0.9480	0.9459	0.9458	0.9438	0.22	0.23	0.44
*Pu+C	0.0352	0.9495	0.9630	0.9474	0.9522	1.42	0.22	0.28
*Pu+Be	0.0387	0.9489	0.9029	0.8969	0.9041	4.85	5.48	4.72
*Pu+Pb	2.6480	0.9481	0.9193	0.8740	0.8950	3.04	7.82	5.60
*Pu+SiO ₂	0.5424	0.9462	0.9648	0.9743	0.9711	1.97	2.97	2.63
*Pu+MgF ₂	0.2123	0.9464	0.9395	0.9609	0.9538	0.73	1.53	0.78

ξ - поверхностная плотность, г *Pu на см²; Д - ((K_{эф}^{MMKFK-2} - K_{эф}^{SCALE})/K_{эф}^{MMKFK-2})*100, %.

Таблица 6

Сравнительные результаты расчетов по определению безопасной поверхностной плотности урана обогащением 5% ²³⁵U по программам MMKFK-2 и SCALE 4.4a

Состав смеси	ξ , г/см ²	K _{эф} , MMKFK-2	K _{эф} , SCALE 4.4a			Д , %		
			27 групп	44 групп	238 групп	27 групп	44 групп	238 групп
U(5)+H ₂ O	7.861	0.9453	0.9332	0.9375	0.9368	1.28	0.83	0.90
U(5)+C	1.262	0.9489	0.9308	0.9449	0.9441	1.91	0.42	0.51
U(5)+Be	1.533	0.9474	0.8923	0.8968	0.9062	5.82	5.34	4.35

ξ - поверхностная плотность, г U(5) на см²; Д - ((K_{эф}^{MMKFK-2} - K_{эф}^{SCALE})/K_{эф}^{MMKFK-2})*100, %.

Таблица 7

Нормативные параметры ядерной безопасности

Состав смеси	Безопасная концентрация, г/л			Безопасное удельное содержание, г/кг			Безопасная поверхностная плотность, г/см ²		
	I	II	III	I	II	III	I	II	III
Pu+H ₂ O	6.5	6.5	6.5	-	-	-	0.1680	0.1739	0.168
Pu+C	-	-	-	0,052	0.051	0.051	0.0312	0.0311	0.031
Pu+Be	-	-	-	0.165	0.162	0.162	0.0364	0.0396	0.036
Pu+Pb	-	-	-	0.217	0.268	0.217	1.7600	2.3479	1.760
Pu+SiO ₂	-	-	-	0.394	0.399	0.394	0.2770	0.2737	0.273
Pu+MgF ₂	-	-	-	0.219	0.213	0.213	0.1463	0.1442	0.144
*Pu+H ₂ O	7.4	7.4	7.4	-	-	-	0.2040	0.2063	0.204
*Pu+C	-	-	-	0.058	0.057	0.057	0.0352	0.0351	0.035
*Pu+Be	-	-	-	0.184	0.181	0.181	0.0415	0.0451	0.041
*Pu+Pb	-	-	-	0.416	0.456	0.416	2.6480	3.1914	2.648
*Pu+SiO ₂	-	-	-	0.563	0.550	0.550	0.5424	0.4890	0.489
*Pu+MgF ₂	-	-	-	0.275	0.263	0.263	0.2123	0.2079	0.208
U(5)+H ₂ O	257	257	257	-	-	-	7.8610	8.0919	7.861
U(5)+C	-	-	-	1.915	1.885	1.885	1.2620	1.2497	1.249
U(5)+Be	-	-	-	6.216	6.265	6.216	1.5330	1.7272	1.533

I- значение, полученное по программе MMKFK-2; II- значение, полученное по программе SCALE 4.4a; III- рекомендуемый нормативный параметр

В табл. 7 приведены значения нормативных параметров ядерной безопасности, рассчитанные по программам ММКФК-2 и SCALE 4.4a, и рекомендованные значения нормативных параметров.

Анализ полученных данных показывает, что для рассмотренных материалов, которые могут находиться в составе отходов, расхождение между нормативными параметрами, полученными по рассмотренным программам расчета, достаточно мало при использовании их на практике, за исключением смесей, содержащих свинец.

При выборе рекомендованных значений был принят принцип консервативности, т.е. использованы минимальные значения нормативных параметров, полученные по программам ММКФК-2 и SCALE 4.4a.

Литература

1. *Кречетов С.С., Внуков В.С.* Исследование методов обоснования ядерной безопасности при обращении с радиоактивными отходами, содержащими ядерные материалы// Известия вузов. Ядерная энергетика – 2001.- №4. - С.71-76.
2. *Полевой В.Б., Леонтьев В.В., Овчинников А.В. и др.* ММКФК-2 – комплекс программ для решения методом Монте-Карло задач переноса нейтронов в физике реакторов (ММКФК-2-BASE), ОФАП ЯР, №00371.- М., 1996.
3. A Modular Code System for performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation, NUREG/CR-0200. 1982.

Поступила в редакцию 03.04.2002

УДК 621.039.7:66.081.033.24

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ОБЕЗВРЕЖИВАНИЯ КОНЦЕНТРИРОВАННЫХ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ОТ ^{137}Cs СОРБЦИОННЫМ МЕТОДОМ С ПОСЛЕДУЮЩЕЙ ИММОБИЛИЗАЦИЕЙ СОРБЕНТА В ГЕОЦЕМЕНТНЫЙ КАМЕНЬ

**Т.О. Мишевец, Н.Г. Богданович, О.В. Старков, Э.Е. Коновалов,
Д.Л. Тютюнников, В.П. Емельянов, В.В. Молчанов**

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



Проведены предварительные исследования по технологическому режиму предпочистки неорганическими сорбентами от ^{137}Cs модельных и реальных растворов КЖРО ГНЦ РФ-ФЭИ. Исследованы три типа сорбентов: природный алюмосиликатный сорбент клиноптилолит, модифицированный ионами натрия (КЛН-Na) или ферроцианидами железа и меди (КЛН-ФЦ); синтетические ферроцианидные сорбенты термоксид-35 и НЖС.

В экспериментах с использованием модельных растворов КЖРО подтверждена перспективность применения для обезвреживания концентрированных ЖРО синтетических ферроцианидных сорбентов термоксид-35 и НЖС. Применение КЛН для сорбционного извлечения цезия возможно при солесодержании ≤ 200 г/л и некотором незначительном содержании органических компонентов в растворах.

В экспериментах с использованием реальных КЖРО ГНЦ РФ-ФЭИ (рН 13,6) показана принципиальная возможность извлечения ^{137}Cs с коэффициентом очистки $K_{оч} = 312$ сорбентом Термоксид-35 в динамических условиях (при очистке 100 к.о. раствора).

Впервые разработана рецептура и технология для инкорпорации ферроцианидных сорбентов в геоцементную матрицу. Показана удовлетворительная механическая прочность (10-30 МПа) и водостойчивость (10^{-5} г/см²·сут) образцов, содержащих 20% масс. термоксида-35 и 30% масс КЛН.

Переработка жидких радиоактивных отходов (ЖРО) является одним из актуальных направлений обеспечения безопасности АЭС и ядерных научно-исследовательских центров.

Решение задачи обезвреживания жидких радиоактивных отходов и перевода их в пригодное для долговременного хранения состояние может быть основано на вклю-

© ***Т.О. Мишевец, Н.Г. Богданович, О.В. Старков, Э.Е. Коновалов, Д.Л. Тютюнников, В.П. Емельянов, В.В. Молчанов, 2002***

чении всей суммы компонентов ЖРО (первый вариант) или ее радиоактивной части (второй вариант) в матрицу, препятствующую распространению радионуклидов в окружающую среду.

В настоящее время практически на всех АЭС емкости с концентрированными жидкими радиоактивными отходами (КЖРО) заполнены в среднем на 70%. Правила их хранения требуют перевода жидких радиоактивных отходов в твердое экологически безопасное состояние. Поэтому важной задачей является переработка КЖРО. Концентрированные жидкие радиоактивные отходы имеют сложный химический состав, определяющийся присутствием больших количеств (400-550 г/л) неорганических солей (в основном, солей натрия) и различных органических веществ (в особенности, ПАВ – до 120 г/л), что не позволяет использовать для их обезвреживания традиционный метод цементирования.

Концентрированные жидкие радиоактивные отходы ГНЦ РФ-ФЭИ образуются в результате первичной переработки упариванием водных растворов, поступающих из подразделений института. К настоящему времени накоплено более 1000 м³ КЖРО, которые хранятся в двух емкостях по 300 м³ и пяти емкостях по 125 м³. Образующийся при упаривании ЖРО конденсат после доочистки сбрасывается в реку Протва.

Дальнейшая переработка КЖРО предполагает их отверждение на созданной установке цементирования. Цементные компаунды будут храниться в специально построенном хранилище на промплощадке ГНЦ РФ-ФЭИ.

Для отверждения КЖРО был разработан и запатентован способ их цементирования на основе шлакощелочной вяжущей системы [1]. Однако испытания последних лет показали, что прямое цементирование накопленных к данному времени КЖРО в шлакощелочной цемент или в шлакопортландцемент сопровождается образованием устойчивой пены, которая не позволяет получить достаточно прочный камень, удовлетворяющий требованиям НП- 019-2000 [2]. Это, видимо, связано со сложностью химического состава КЖРО, в частности, с высокой концентрацией органических веществ.

Выполненные ранее исследования показали, что наиболее приемлемым и легко реализуемым на созданной установке цементирования является способ отверждения жидких концентратов в геоцементный камень после предварительного разбавления КЖРО в 1,4÷1,6 раза по уточненной рецептуре вяжущей системы [2, 3]. Отверждение реальных КЖРО объемом до 1,5 л на опытной установке показало, что в этом случае жидкие концентраты хорошо отверждаются шлакощелочными вяжущими. Получаемые геоцементные камни удовлетворяют требованиям по механической прочности и скорости выщелачивания ¹³⁷Cs в воду. Недостатком этого подхода является увеличение объема в ~2,5 раза получаемых твердых РАО по отношению к объему КЖРО.

В целях снижения дозовых нагрузок на персонал, выполняющий пусконаладочные и ремонтно-профилактические работы на установке цементирования, была поставлена задача предварительно снизить удельную радиоактивность направляемых на отверждение КЖРО. Было решено использовать для этой цели сорбционный метод [4 - 7]. Отработавшие сорбенты затем также подлежат иммобилизации в водостойчивую матрицу. Для этого в лаборатории была разработана рецептура иммобилизации сорбентов в геоцементный камень (ГЦК) с использованием шлакощелочной вяжущей системы. Компонентами вяжущей системы являются доменный гранулированный мелкомолотый шлак, метакаолинит и силикат натрия (жидкое стекло) [4, 8].

В качестве сорбентов использовались природный алюмосиликатный сорбент клиноптилолит, модифицированный ионами натрия (КЛН-Na) и минимальным количеством ферроцианидов железа и меди (КЛН-ФЦ), а также синтетические ферроцианидные сорбенты термоксид-35 (ферроцианид никеля на гранулированном гидрати-

рованном диоксиде циркония) и НЖС (ферроцианид никеля на силикагеле).

Исследования сорбционного процесса проводились методом меченых атомов в динамическом режиме с использованием нерадиоактивного раствора нитрата цезия, позволившим обеспечить начальную расчетную активность цезия $6,5 \cdot 10^7 - 4,9 \cdot 10^8$ Бк/л. Адсорбционные колонки имели высоту слоя сорбента 10,5; 20,5; 22,5 см и внутренний диаметр 5,5; 8,0; 10,0 мм.

Раствор пропускали через колонку со скоростью 2,5 и 3,9 м/ч.

Каждые 10 колоночных объемов (к.о.) фильтрата отбирали и определяли содержание в них ^{137}Cs .

В процессе эксперимента варьировали параметры: скорость пропускания модельного раствора через колонку (2,5 м/ч, 3,9 м/ч), высота слоя сорбента, pH раствора (7,5; 10,8; 11,5), общее солесодержание (200-450 г/л), содержание ПАВ в растворе (0 – 120 г/л), начальная концентрация (активность) цезия.

Расчет показателей эффективности сорбции производили по величинам теоретической (расчетной) активности растворов до и после сорбции, вычисленным на основании данных радиометрических измерений проб растворов с использованием закона радиоактивного распада (предполагая, что весь присутствующий в растворе цезий является радиоактивным).

Критериями эффективности сорбционного извлечения радионуклидов служили следующие параметры:

$A_{\text{кон}}$ - конечная расчетная активность раствора (после пропускания через слой сорбента), Бк/л;

$K_{\text{оч}} = A_{\text{исх}}/A_{\text{кон}}$ - коэффициент очистки ($A_{\text{исх}}$ - начальная расчетная активность раствора, Бк/л);

$S = [(A_{\text{исх}} - A_{\text{кон}})/A_{\text{кон}}] \cdot 100(\%)$ - степень сорбции;

$K_p = (A_{\text{исх}} - A_{\text{кон}}) \cdot 1000/m_{\text{сорб}} A_{\text{кон}}$ (мл/г) - коэффициент распределения ($m_{\text{сорб}}$ - удельное количество сорбента, расходуемого на очистку 1 л раствора, г).

Емкость сорбента (кажущаяся) при заданных условиях оценивалась по уравнению

$$G = (A_{\text{исх}} - A_{\text{кон}}) \cdot 10^3/m_{\text{сорб}} \text{ (Бк/кг)}.$$

Экспериментально исследовали процесс сорбционного извлечения радионуклида ^{137}Cs из высокосолевых среднеактивных модельных растворов КЖРО на четырех типах сорбентов (табл.1).

Было установлено, что целесообразно использовать КЛН в качестве сорбента для модельных растворов с солесодержанием до 200 г/л. При этом достигается коэффициент очистки ≥ 100 . Но при использовании КЛН-На для сорбции ^{137}Cs из модельного раствора КЖРО (солесодержание 450 г/л, содержание ПАВ 120 г/л) сорбент начинал быстро разрушаться и адсорбционная колонка забивалась после пропускания 35-45 к.о. При этом коэффициент очистки составил 4,2.

Таким образом, в ходе экспериментов было установлено, что использование клиноптилолита для обезвреживания КЖРО с высоким солесодержанием (~ 450 г/л) неэффективно.

Было установлено, что при использовании термоксида-35 (ТМ-35) для сорбционного извлечения цезия из модельного раствора КЖРО (солесодержание 450 г/л, содержание ПАВ до 120 г/л, pH 10,8) объемная активность раствора снизилась с $4,9 \cdot 10^8$ Бк/л до $1 \cdot 10^6$ Бк/л при коэффициенте очистки 537. Пропускная способность (пропускание до полного забивания слоя сорбента) адсорбционной колонки составила 250 к.о. при линейной скорости протекания жидкой фазы 2,5 м/ч.

В ходе экспериментов по сорбционному извлечению цезия из модельного раствора КЖРО при помощи НЖС коэффициент очистки составил 323 для 320 к.о. и ≥ 100 для 600 к.о. Всего через колонку было пропущено 680 к.о. раствора. При этом не было

Экспериментальное изучение процесса сорбционного извлечения ^{137}Cs из модельных растворов КЖРО с использованием неорганических сорбентов

№ п/п	Сорбент	Модельный раствор				$K_{\text{оч}}$	Количество очищенного раствора, к. о.	Примечание
		Солеcодержание, г/л	$A_{\text{исх. расч.}}$, Бк/л	pH	ПАВ, г/л			
1	КЛН-Na	200	$6,5 \cdot 10^7$	11,5	0	1700	50	Три ступени очистки
2	КЛН-ФЗ	200	$6,5 \cdot 10^7$	7,5	0	>7200	270	Одна ступень очистки
3	КЛН-Na	450	$4,9 \cdot 10^8$	10,8	~120	4,2	35-45	После пропускания 35-45 к.о. раствора колонки забивались
4	Термоксид-35	450	$4,9 \cdot 10^8$	10,8	~120	537	250	После пропускания 250 к.о. раствора колонка забилаcь
5	НЖС	450	$4,9 \cdot 10^8$	11,0	~120	323	320	Пропускная способность колонки >680 к.о.

достигнуто полного насыщения сорбента цезием и не происходило забивания колонки.

Показана возможность очистки реальных КЖРО ФЭИ (^{137}Cs $\sim 3,8 \cdot 10^8$ Бк/л; pH~8, объем очищенного раствора 100 к.о.) не менее чем в 100 раз при использовании ТМ-35.

Согласно результатам экспериментов наибольшую эффективность очистки имеет сорбент НЖС. Для очистки 1 м³ КЖРО с pH 11 потребуется ~1 кг сорбента при линейной скорости пропускания жидкой фазы 2,5 м/ч. Отработанные сорбенты были отверждены в геоцементный камень по разработанной в институте рецептуре. Лабораторные исследования водоустойчивости матрицы ГЦК, содержащей до 30% масс. клиноптилолита и до 20% масс. ТМ-35, показали, что скорость выщелачивания ^{137}Cs в воду при комнатной температуре составляет 10^{-5} г/см²·сут. после 30 суток испытаний, что свидетельствует о весьма высокой водоустойчивости геоцементной матрицы, превышающей нормативное значение на 2 порядка.

Образцы геоцементного камня отличаются удовлетворительной прочностью на сжатие - 10-30 МПа, что в 2-6 раз превышает нормативное значение.

Таким образом, было предложено решение задачи, имеющей важное практическое значение, и даны рекомендации по условиям проведения крупномасштабных испытаний по предочистке от цезия реальных растворов КЖРО, поступающих для отверждения на установку цементирования ГНЦ РФ-ФЭИ.

Литература

1. Кривенко П.В., Скурчинская Ж.В., Петропавловский О.Н., Лаврененко Л.В., Коновалов Э.Е., Старков О.В., Ластов А.И. Способ отверждения радиоактивных отходов. Патент на изобретение № 2087040, 1997.
2. Старков О.В., Богданович Н.Г., Коновалов Э.Е. и др. Обезвреживание ЖРО с иммобилизацией радионуклидов в минералоподобной геоцементной матрице: Докл. на 4-й Международн. научно-технической конф. "Обращение с радиоактивными отходами" (Москва, 26-28 июня 2001 г.).
3. Молчанов В.В., Смоляков В.И. Опыт переработки жидких радиоактивных отходов Первой в мире атомной электростанции: В сб. "Радиоэкологические проблемы в ядерной энергетике и при конверсии производства". Часть 1. Доклады Государственного научного центра Российс-

кой Федерации – Физико-энергетического института. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1994. - С. 259-263.

4. *Богданович Н.Г., Коновалов Э.Е., Старков О.В. и др.* Способ переработки жидких отходов. Патент на изобретение № 2154317, RU C2, 1998.

5. *Никифоров А.С., Куличенко В.В., Жихарев М.И.* Обезвреживание жидких радиоактивных отходов. – М.: Энергоатомиздат, 1985. - 184 с.

6. *Савкин А.Е., Дмитриев С.А., Лифанов Ф.А. и др.* Возможность применения сорбционного метода для очистки жидких радиоактивных отходов АЭС//Радиохимия. - 1999. - Т. 41. - №2. - С. 172-176.

7. *Комаревский В.М., Степанец О.В., Шарыгин Л.М.* Очистка жидких радиоактивных отходов различной солености сорбентами типа термоксид//Радиохимия. - 2000. - Т. 42. - №3. - С. 256-259.

8. *Богданович Н.Г., Коновалов Э.Е., Старков О.В. и др.* Сорбционное выделение из жидких радиоактивных отходов цезия и стронция и их иммобилизация в геоцементы// Атомная энергия. - 1998. - Т. 84. - Вып.1. - С.16-20.

Поступила в редакцию 18.04.2002

ДЕГРАДАЦИЯ ПОЛИМЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ НА ОРБИТАЛЬНОЙ КОСМИЧЕСКОЙ СТАНЦИИ “МИР”

В.К. Милинчук*, Э.Р. Клишпонт*, И.П. Шелухов*, Т.Н. Смирнова**

* *Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск*

** *Государственный космический научно-производственный центр*

им. М.В. Хруничева Российского авиационно-космического агентства, г. Москва



В статье изложены результаты исследований двух партий полимерных пленочных материалов, прошедших натурную экспозицию в течение 28 и 42 месяцев на орбитальной космической станции “Мир”. Исследованы полиимидные пленки (марки ПМ-1Э, Kapton 100 HN, фторированный полиимид, односторонне алюминированная полиимидная пленка ПМ-1УЭ-0А), пленки сополимеров тетрафторэтилена с гексафторпропиленом (марки Ф4-МБ, FER-100А), ариимидные нити. При экспонировании часть полимерных пленок была открыта прямому воздействию факторов космического пространства (ФКП), часть была защищена полимерными пленками или кварцевыми пластинами. Исследовались потеря массы, изменения по толщине пленок, интегральные коэффициенты пропускания τ и яркости β , интенсивность блеска, краевой угол смачивания полиимидных и фторполимерных пленок, разрывная прочность и разрывное удлинение ариимидных нитей. У всех открытых полимерных материалов произошли значительные изменения физико-химических, оптических и прочностных свойств. Свойства полимерных материалов, защищенных от прямого воздействия ФКП, изменились незначительно. Стойкость полимерных пленок зависит от химической структуры полимера - полиимидные пленки, особенно фторированные полиимидные, подвергаются значительно большим изменениям, чем фторполимерные. Так потеря массы пленки FER-100А почти в 10 раз меньше, чем у полиимидных пленок. Наименее стойкими являются односторонне алюминированные полиимидные пленки. Сравнение изменений свойств полимерных материалов после 28 и 42 месяцев натурной экспозиции показало, что скорость деградации материалов имеет нелинейную зависимость от времени пребывания в космосе.

ВВЕДЕНИЕ

Полимерные материалы, которые входят в состав различных изделий космических аппаратов, например, терморегулирующих покрытий, экранно-вакуумной изоляции, механических конструкций и узлов, солнечных батарей, на низких земных орбитах (НЗО) подвергаются воздействию глубокого вакуума, электромагнитного излучения Солнца, электронов, протонов, холодной плазмы, атомарного кислорода и других нейтральных и заряженных частиц, термоциклированию, которое приводит к ухудшению начальных физико-химических, механических, оптических, теплофизических и др. свойств, к потере важных функциональных параметров и, в конечном итоге, к полному разрушению

© *В.К. Милинчук, Э.Р. Клишпонт, И.П. Шелухов, Т.Н. Смирнова, 2002*

материала [1]. Большое число воздействующих факторов космического пространства (ФКП), одновременный и сложный характер их взаимодействия с полимерными материалами различной химической структуры и конструкционного строения не позволяют достаточно надежно проводить их наземные испытания и обоснованно прогнозировать их рабочий ресурс при использовании на КА, предназначенных для полетов на НЗО. Информация о поведении материалов в таких полетах была получена в условиях одновременного многофакторного воздействия окружающей среды КА [2,3], что затрудняет сопоставление результатов натуральных и наземных испытаний. Поэтому одной из важных задач космического материаловедения является получение данных о поведении материалов в натуральных условиях путем контролируемого уменьшения количества воздействующих факторов, изменения их интенсивности и расположения образцов материалов на поверхности КА. Кроме того, представляется весьма важным получить информацию о характере изменения свойств материалов в зависимости от времени пребывания на орбите.

В настоящей статье представлены предварительные результаты исследований двух партий полимерных материалов, которые прошли натурную экспозицию в течение 28 и 42 мес на орбитальной космической станции "Мир". В качестве исследуемых материалов были выбраны фторполимерные и полиимидные пленки, которые на НЗО деградируют с резко различной скоростью в результате, как принято считать, взаимодействия с атомарным кислородом [4-7]. С целью выяснения влияния солнечного излучения и атомарного кислорода на испытательной панели орбитальной станции "Мир" часть полимерных пленок была помещена за защитой, в качестве которой использовали полимерные пленки и кварцевые пластины, а часть была без защиты, открыта для прямого воздействия факторов окружающей среды КА.

МЕТОДИКА ПОВЕДЕНИЯ НАТУРНОЙ ЭКСПОЗИЦИИ

На орбитальной космической станции "Мир" были проведены натурные испытания двух партий полимерных пленочных материалов. Первая партия находилась в космосе в течение 26 мес (с 17 июля 1995 г. по 12 ноября 1997 г.), вторая – в течение 42 мес (с 17 июля 1995 г. по 8 января 1999 г.).

Для испытаний были взяты отечественные и зарубежные фторполимерные и полиимидные пленки, которые (по литературным данным) с различной скоростью деградируют на НЗО. Принято считать, что это связано с их различной стойкостью по отношению к воздействию атомарного кислорода. Были испытаны следующие полимерные пленки:

- фторопластовые пленки марки Ф4-МБ и FEP-100А (сополимеры тетрафторэтилена с гексафторпропиленом);
- полиимидные пленки марки ПМ-1Э и марки Kapton 100 HN;
- пленки фторированного полиимида;
- пленки односторонне алюминированного полиимида марки ПИ-1УЭ-0А.

Пленки размещались на панелях кассеты "Компласт", которые экспонировались на станции в течение 28 и 42 мес. Панели были ориентированы перпендикулярно друг другу. Панели представляли собой металлические пластины - подложки, к которым с помощью крученых ариимидных нитей толщиной 29.4 текс x 3 крепились образцы пленок.

На панели, которая экспонировалась в течение 42 месяцев, находились следующие сборки образцов:

- на панели № 1 - фторопластовая пленка Ф4-МБ размером 55 x 25 мм;
- на панели № 2 - стопка из трех пленок FEP-100А размером 55 x 30 мм;

- на панели № 3 - стопка из двух пленок марки ПМ-1Э размером 55 x 55 мм;
- на панели № 6 - стопка из трех пленок марки Kapton 100 HN размером 55 x 55 мм;
- для определения величины деградации полиимидных пленок при воздействии электромагнитного излучения Солнца с $\lambda > 200$ нм были изготовлены две панели: на панели № 4 размещалась фторированная полиимидная пленка размером 55 x 30 мм; на панели № 5 фторированная полиимидная пленка размером 55 x 30 мм помещалась под стеклянную рамку из 4-х кварцевых пластин толщиной 1.2 мм, изготовленных из кварцевого стекла марки КУ;
- для исследования поведения металлизированных полимерных пленок была изготовлена панель № 7, на которой размещалась стопка из двух односторонне алюминированных полиимидных пленок марки ПМ-1УЭ-0А размером 110 x 50 мм с металлизированной поверхностью, находящейся на внутренней поверхности пленки.

МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ПОЛИМЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Измерение оптических свойств полимерных пленок

Оптические спектры пропускания (τ , %) в спектральном диапазоне 300 - 900 нм измеряли с помощью автоматического спектрофотометра марки «SPECORD» М-60 (производство Carl-Zeiss-Jena). Для измерения направленного светопропускания в видимой области (интегрального коэффициента пропускания) использовался фотометр универсальный объективный ФОУ (производство ЛОМО). Измерение интегральных коэффициентов пропускания проводили с избирательным поглотителем, корригирующим спектральную чувствительность мультищелочного фотоэлемента Ф-15 к кривой видности.

Диапазон измерения интегральных коэффициентов пропускания 5 ÷ 100%, основная погрешность фотометра при измерении коэффициентов пропускания составляла не более $\pm 1\%$.

Измерение коэффициента яркости β в спектральном диапазоне 400 - 750 нм спектрально неизбирательных светорассеивающих образцов проводили на ФОУ с избирательным поглотителем, корригирующим спектральную чувствительность мультищелочного фотоэлемента Ф-15 к кривой видности. Коэффициент яркости определялся как отношение яркости светорассеивающей поверхности в некотором направлении к яркости «идеального рассеивателя», находящегося в тех же условиях освещения. За «идеальный рассеиватель» принимают поверхность, которая отражает 100% падающего на нее потока и рассеивает его так, что его яркость во всех направлениях оказывается одинаковой.

Круговую диаграмму коэффициента яркости β поверхностей пленок измеряли в направлении нормали к образцу при освещении под углом 45° к его поверхности. Основная погрешность фотометра при измерении коэффициента яркости при угле падения света 45° и угле наблюдения 0° не более $\pm 1\%$. Круговая диаграмма β измерялась для наружной и внутренней поверхностей каждого пленочного образца отдельно в привязке к его ориентации на сборке.

Измерение массы образцов. Массу пленок и нитей взвешивали с точностью ± 0.05 мг на лабораторных весах типа ВЛР-200.

Исследование морфологии поверхности

Для исследования изменения поверхностных и объемных свойств пленок использовались оптический микроскоп ПОЛАМ Л-213 (производство ЛОМО) и прецизионный измеритель линейных размеров типа ОВЭ-1. Точность измерения толщины пленочных образцов ± 1 мкм.

Для исследования изменений физико-химических свойств поверхностей пленочных

образцов использовалась методика определения краевого угла смачивания для капли бидистиллированной воды, помещаемой на поверхность пленки. Измерения проводили на воздухе при комнатной температуре с помощью катетометра КМ-8, точность измерения вертикальных отрезков ± 15 мкм.

Механические свойства нитей. Испытания нити, арамидной крученой на разрывную нагрузку и относительное разрывное удлинение, проводили на разрывной машине фирмы «Wickers & Co» при комнатной температуре по стандартной методике.

ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ ПОЛИМЕРНЫХ ПЛЕНОЧНЫХ МАТЕРИАЛОВ ПОСЛЕ НАТУРНОЙ ЭКСПОЗИЦИИ

В данном разделе приводятся результаты испытаний образцов материалов, прошедших натурную экспозицию в течение 28 и 42 мес. Эти результаты сравниваются с результатами испытаний образцов исходных материалов, которые хранились в течение такого же времени в нормальных условиях (на воздухе, при комнатной температуре и атмосферном давлении)

Пленка фторопласта Ф 4 - МБ. Экспонировалась одна пленка, закрепленная на белой металлической подложке с помощью крепежных нитей. Поверхности подложек в свободных от пленки местах потемнели. После натурной экспозиции пленка незначительно помутнела, заметных различий между внутренней и наружной поверхностями пленки не обнаружено. Однако рельеф внешней поверхности пленки приобрел неравномерный характер по толщине, обнаружены утолщения в виде наплывов и гребней. Под крепежными нитями пленки сохранили свою исходную прозрачность. Поверхность пленки обладает гидрофобными свойствами, угол смачивания близок к 90° . Различия между наружными и внутренними поверхностями пленки по углу смачивания не обнаружено.

В табл. 1 приведены данные по толщине, потере массы, направленному оптическому светопропусканию в видимой области спектра и яркости наружных поверхностей экспонированной пленки в сравнении с исходным образцом. Как видно, в процессе натурной экспозиции толщина экспонированной пленки увеличилась на $\sim 15\%$. Масса пленки за последние 14 месяцев экспозиции увеличилась на $\sim 19\%$. После экспонирования в целом пленка сохраняет достаточную прозрачность. Круговые диаграммы яркости наружной и внутренней поверхностей пленки остаются практически изотропными ($\beta \approx 2\%$).

Пленки фторопласта FEP-100A. После экспозиции образцы пленок были склеены между собой по периметру и в нескольких местах в центральных частях пленок. Наружные поверхности пленок имеют неоднородный характер, с разводами и пятнами. Поверхности пленок обладают гидрофобными свойствами, угол смачивания близок к 90° . Различий между наружными и внутренними поверхностями пленок по углу смачивания не обнаружено. На рис.1 приведены спектры оптического пропускания для исходной и экспонированных пленок.

Таблица 1

Параметры исходной и экспонированной без защиты пленки Ф4-МБ

Пленка Ф 4 – МБ	Исходная	Длительность экспонирования 28 мес	Длительность экспонирования 42 мес
Толщина, мкм	86	85 – 95	105 – 115
Масса, мг	203.43	258.65	307.55
Светопропускание, %	95	85 ± 1	80 ± 1
Яркость, %	1	2	2

Таблица 2

Параметры исходной и экспонированной без защиты - 1, закрытой одной - 2 и двумя пленками - 3 пленки FER-100A

FER - 100A	Исходная	Длительность экспонирования 28 мес			Длительность экспонирования 42 мес		
		1	2	3	1	2	3
Толщина, мкм	25	23	24	25	20	23	24
Масса, мг	82	80.65	81.65	84.30	77.15	79.40	82.90
Светопропускание, %	96	88	89	93	75	82	88
Яркость, %	1	1	1	1	3÷4	2	2

В табл. 2 приведены данные по толщине, потере массы, направленному оптическому светопротеканию в видимой области спектра и яркости наружной поверхности экспонированных пленок в сравнении с исходным образцом. Толщина внешней пленки уменьшилась на 8% и 20% за 28 и 42 мес соответственно. Уменьшение массы составляет ~ 9%. Толщина и масса внутренних пленок уменьшаются на $4 \div 8\%$ и $3 \div 6\%$ соответственно. Круговые диаграммы яркости поверхностей внутренних пленок имеют изотропный характер. Круговые диаграмма яркости наружных поверхностей внешних пленок приобретают анизотропный характер.

Полиимидные пленки ПМ - 13. После экспозиции внешняя поверхность наружной пленки претерпела значительные изменения - стала мутной, матовой, рассеивающей. Те части наружной пленки, которые были прикрыты крепежными деталями и нитями, сохранили свою прозрачность и гладкость. В табл. 3 приведены данные по толщине, потере массы, направленному оптическому светопротеканию в видимой области спектра и яркости внешних поверхностей наружных пленок в сравнении с исходным образцом. Толщина наружной пленки по сравнению с внутренними пленками уменьшилась на 15% и 30%, потеря массы внешней пленки составила 17% и 40 % за 28 и 42 мес. соответственно. Толщина внутренних пленок практически не изменилась. На рис.2 приведены спектры оптического пропускания для исходной и экспонированных пленок.

Светопротекание внешних пленок падает до 4% за счет резкого увеличения рассеивания света. Диаграммы яркости внешних поверхностей наружных пленок, экспониро-

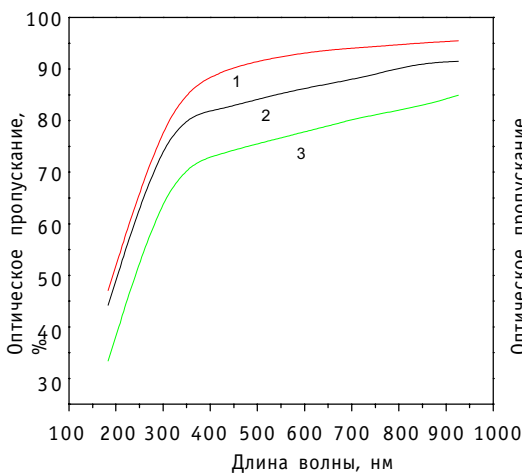


Рис.1. Оптические спектры пропускания пленок FER-100A: 1 - исходная пленка, после натурной экспозиции в течение 2 - 28 и 3 - 42 месяцев

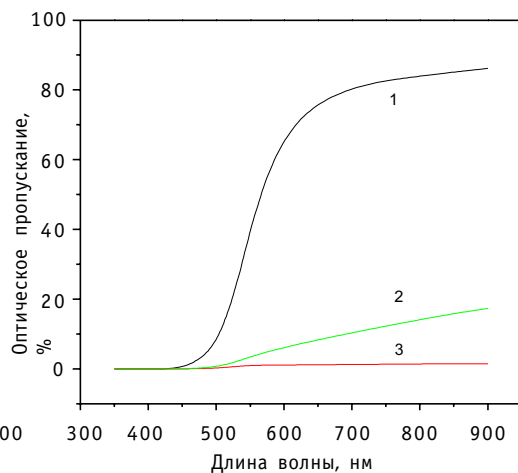


Рис.2. Оптические спектры пропускания полиимидных пленок ПМ-13: 1 - исходная пленка, после натурной экспозиции в течение 2 - 28 и 3 - 42 месяцев

Таблица 3

Параметры исходной и экспонированной без защиты - 1 и закрытой одной пленкой - 2 пленки ПМ-1Э

ПМ – 1Э	Исходная	Длительность экспонирования 28 мес		Длительность экспонирования 42 мес	
		1	2	1	2
Толщина, мкм	40	34	40	28	41
Масса, мг	180	142,3	170.5	111.25	184.55
Светопропускание, %	74	3.0	71	1.5	71
Яркость, %	1	10÷30	1	10÷20	1

Таблица 4

Параметры исходной и экспонированной без защиты - 1, закрытой одной - 2 и двумя пленками - 3 пленки Kapton 100 HN

Kapton 100 HN	Исходная	Длительность экспонирования 28 мес			Длительность экспонирования 42 мес		
		1	2	3	1	2	3
Толщина, мкм	26	19	25	25	10	25	25
Масса, мг	110.9	79,30	110,15	109,55	40,25	110,15	108,1
Светопропускание, %	77	3	63	65	2,0	63	65
Яркость, %	1	20	1	1	20	1	1

ванных 28 и 42 месяца, имеют анизотропный характер и ориентированы во взаимно перпендикулярных направлениях согласно расположению пленок на панелях (рис.3).

Поверхности пленок обладают гидрофильными свойствами. Смачиваемость поверхностей больше у пленок, подвергшихся более длительной экспозиции в космосе.

Полиимидные пленки Kapton 100 HN. После экспозиции наружная поверхность внешней пленки претерпела значительные изменения - поверхность стала мутной, рассеивающей. Участки наружной поверхности внешних пленок, прикры-

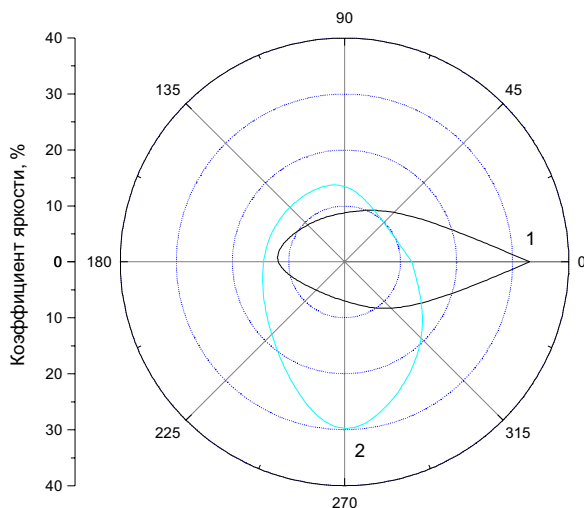


Рис.3. Круговые диаграммы яркости внешней поверхности наружных полиимидных пленок ПМ-1Э после натурной экспозиции в течение 1 - 28 и 2 - 42 месяцев

Параметры исходной и экспонированной под защитой кварцевой пластины - 1 и без защиты - 2 пленки фторированного полиимида

Полиимид фторированный	Исходный	Длительность экспонирования 28 мес		Длительность экспонирования 42 мес	
		1	2	1	2 *
Толщина, мкм	43	43	32	42	--
Масса, мг	90.1	89.5	74.9	87.4	--
Светопропускание, %	70	70	3.0	70	--
Яркость, %	1	1,5	20	1,5	

* После натурной экспозиции пленка на панели не обнаружена

тые крепежными деталями и нитями, сохранили свою прозрачность и гладкость.

В табл. 4 приведены данные по толщине, массе, направленному оптическому светопропусканию в видимой области спектра и яркости для наружных поверхностей экспонированных пленок в сравнении с исходным образцом. Толщина и потеря массы внешних пленок за 28 и 42 месяца уменьшилась на ~27% и ~61%, ~28% и 63% соответственно. Для внутренних пленок заметной потери массы и изменений пленок по толщине не наблюдается.

Диаграмма яркости внешней поверхностей наружной пленки после экспонирования в течение 42 мес имеет анизотропный характер, диаграммы яркости внутренней поверхности наружной пленки и поверхностей внутренних пленок имеют изотропный характер ($\beta \approx 1\%$).

Краевые углы смачивания у внутренних пленок в стопках остаются примерно одинаковыми и равными ~45°. Для внешних поверхностей пленок угол смачивания меняется от 40÷60° до 5÷30° с увеличением времени натурной экспозиции.

Пленки фторированного полиимида. На сборках экспонировались открытая пленка и пленка, закрытая кварцевым стеклом. В табл. 5 приведены данные по толщине, потере массы, направленному оптическому светопропусканию и яркости для наружных поверхностей пленок. Внешняя поверхность наружной пленки, экспонированной без защиты в течение 28 мес, стала мутной, шероховатой, сильно рассеивающей. Пленка, экспонировавшаяся в течение 42 мес, на панели не была обнаружена. Вероятно, она претерпела полное разрушение в процессе натурных испытаний. Пленки, экспонированные под защитным кварцевым стеклом, практически не изменили толщину и массу, оптические характеристики, поверхности пленок сохранили свои начальные свойства. Круговая диаграмма яркости наружной поверхности пленки, экспонированной без защитного стекла, приобрела анизотропный характер. Краевой угол смачивания внешней поверхности наружной пленки уменьшился от 50 до ~40°.

Полиимидные алюминизированные пленки ПМ - 1УЭ - 0А. После экспозиции внешние поверхности наружных пленок претерпели значительные изменения - стали мутными, сильно рассеивающими. После экспозиции в течение 42 мес толщина наружных пленок уменьшилась на ~80%, потеря массы составляла ~78%, на ее поверхности образовались сквозные отверстия, часть полимерного слоя полностью исчезла; слой металла без полимерной пленки состоял из отдельных фрагментов. В табл. 6 приведены данные по толщине, массе, яркости поверхностей наружных пленок. Круговые диаграммы яркости внешних поверхностей наружных пленок имеют анизотропный характер. Поверхности пленок обладают гидрофильными свойствами. В процессе натурной экспозиции краевой угол смачивания внешней поверхности наружной пленки уменьшает-

Таблица 6

Параметры исходной и экспонированной без защиты - 1 и за защитой - 2 алюминированной полиимидной пленки ПМ-УЭ-ОА

Полиимид ПМ –УЭ-ОА	Исходная	Длительность экспонирования 28 мес		Длительность экспонирования 42 мес	
		1	2	1	2
Толщина, мкм	21	13	21	4	21
Масса, мг	170.2	110,10	168,00	34,4*	164,40
Яркость, %	1	80	4	40	2

*Масса оставшейся после экспонирования пленки

Таблица 7

Параметры исходной и экспонированной внутренней и наружной ариимидной нити

Нить крученая аримидная	Исходная	Внутренняя нить		Наружная нить	
		28 мес	42 мес	28 мес	42 мес
Толщина, текс х 3	30.5	30.2	27.0	30.0	26.6
Относительная разрывная нагрузка, г/текс	45	43.2	40.0	15.1	6.8
Относительное разрывное удлинение, %	13	11.9	10	6.7	6.5

ся от 45 до $\sim 10^0$. Для зеркальных металлизированных поверхностей угол смачивания меняется незначительно и равен $\sim 40 \div 45^0$.

Нить ариимидная крученая. В табл. 7 приведены данные по разрывной прочности и относительному разрывному удлинению: 1 - исходная нить, которая находилась в нормальных условиях (на воздухе, при комнатной температуре и атмосферном давлении); 2 - внутренняя нить, которая при экспонировании находилась за защитными слоями поверхностных нитей; 3- наружная нить, которая при экспонировании находилась на внешней поверхности нити без защиты.

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

При экспонировании образцов пленок в натуральных испытаниях на НЗ0 изменения исходных свойств полимерных материалов существенно зависят от условий воздействия на них ФКП. В качестве внешней защиты пленок от воздействия ФКП использовались непрозрачные металлические экраны, прозрачные кварцевые пластины или многослойные сборки из исследуемых пленок. Защищенные таким образом пленки и крепежные нити претерпели незначительные изменения по сравнению с исходными образцами. Это означает, что на этих орбитах повреждающие факторы воздействуют преимущественно на внешнюю поверхность наружных пленок и практически не затрагивают пленки внутри стопок, т.е. деградация полимерных материалов носит ярко выраженный поверхностный характер.

Обнаружение склеивания пленок фторпласта FEP-100A, появление на поверхности пленки Ф4-МБ напылов свидетельствуют о нагревании пленок вплоть до размягчения. Нагревание полимеров может происходить как за счет поглощенной энергии солнечного излучения (радиационный разогрев), так и в результате воздействия других частиц. Фторполимерные пленки только частично поглощают УФ-свет с $\lambda < 300$ нм, поэтому можно предположить, что нагревание этих пленок, происходит, в основном, за счет энергии, которая выделяется в полимере при бомбардировке высокоэнергетическими тяжелыми

частицами.

Полиимидные пленки полностью поглощают свет в области с $\lambda < 500$ нм. Пленки фторированного полиимида, экспонированные через кварцевые пластины, практически не изменяют свои свойства. Из этого следует важный вывод, что солнечное излучение диапазона 200÷500 нм не оказывает заметного влияния на деградацию полиимидных пленок. Однако надо подчеркнуть, что этот вывод сделан без учета возможных синергетических эффектов при совместном действии солнечного света и других факторов. Так, самую высокую скорость деградации, вплоть до полного разрушения, показали односторонне алюминированные полиимидные пленки. Возможно это обусловлено дополнительным нагревом солнечным излучением, отраженным от металлизированной поверхности пленки, или в результате действия другого механизма трансформации чистой энергии в тепло.

Полученные результаты подтверждают ранее сделанный вывод о более высокой скорости деградации фторполимеров по сравнению с полиимидами. Так потеря массы полиимидными пленками в ~ 10 раз больше, чем у пленок FEP- 100A. Кроме того, у фторполимерных пленок отсутствует пропорциональность между потерей массы и уменьшением их толщины. Вероятно, наряду с процессами эрозии пленок может происходить уплотнение материала в тонком поверхностном слое. Более того, при натурной экспозиции происходит увеличение массы пленки Ф4-МБ, которое за последние 14 мес составило ~ 20%. Очевидно, это обусловлено адсорбцией веществ из окружающей атмосферы КА. Возможно, пленка Ф4 - МБ обладает электростатическими свойствами и притягивает к себе заряженные молекулы и фрагменты химических соединений, образующиеся при разрушении полимерных материалов. Изменение яркости поверхностей внутренних пленок, вероятно, также происходит за счет адсорбции химических соединений, находящихся в атмосфере КА и проникающих в пространство между пленками в стопках.

На основании всей совокупности полученных экспериментальных данных мы предлагаем следующую возможную схему физико-химических процессов, ответственных за деградацию исходных свойств полимерных материалов на НЗО. Процесс деградации инициируется столкновениями с поверхностью полимеров таких частиц как молекулярный и атомарный водород, молекулярный и атомарный азот, молекулярный и атомарный кислород, аргон и др. нейтральными и заряженными молекулярными и атомными компонентами, а также более тяжелыми частицами собственной внешней атмосферы, например, продуктами сгорания топлива двигателей коррекции КА. В верхних слоях атмосферы Земли при температуре $\sim 10^3$ К средняя тепловая энергия атомов и молекул составляет 0.1-0.2 эВ. Однако при скорости КА ~ 7.9 км/с кинетическая энергия частиц набегающего газового потока достигает от 0.3 до 12 эВ и больше, в зависимости от массы частиц. Так, атомарный водород имеет энергию ~ 0.3 эВ, молекулярный водород ~ 0.6 эВ, атомарный азот ~ 4.2 эВ, молекулярный азот ~ 8.4 эВ, атомарный кислород ~ 4.9 эВ, молекулярный кислород ~ 9.8 эВ, аргон ~ 12 эВ. Кинетическая энергия бомбардирующих положительных ионов возрастает на величину, равную соответствующему отрицательному потенциалу поверхности. Кроме того, ионизованные компоненты обладают потенциальной энергией, равной энергии, затрачиваемой на их ионизацию. Некоторая часть нейтральных и заряженных частиц может находиться в возбужденном состоянии. В результате энергия, передаваемая поверхности полимера в одном акте взаимодействия с частицей, может достигать 10÷25 эВ [7].

При движении КА внешняя поверхность наружных пленок подвергается непрерывной бомбардировке этими частицами под определенным углом, который задается ориентацией панели на КА. В пользу определяющего влияния бомбардировки тяжелыми частицами свидетельствуют данные, полученные при исследовании круговых диаграмм яркости поверхности пленок и краевых углов смачивания. Было установлено, что кру-

говые диаграммы яркости внутренних пленок и пленок, экспонированных за кварцевой пластиной, имеют изотропный характер. Круговые диаграммы яркости и краевые углы смачивания внешних поверхностей полиимидных пленок и пленок FER-100А имеют отчетливо выраженный анизотропный характер. Такая анизотропия поверхностных свойств может быть в том случае, если на поверхности пленок возникают области с измененной структурой (дефекты) со строго ориентированным направлением.

Облучение УФ-светом, как следует из натуральных экспериментов с использованием защитного кварцевого стекла, не вызывает заметной деградации полиимидной пленки. Заряженные частицы плазмы могут производить деструкцию пленки, которая однако будет носить изотропный характер. Следовательно, такие ориентированные дефекты могут возникать при воздействии только таких ФКП, направление которых к поверхности пленки имеет строго заданную ориентацию. Это вывод подтверждается сравнением направлений осей анизотропии круговых диаграмм яркости пленок с панелей, прошедших экспозицию в течение 28 и 42 мес - при изменении ориентации пленки на панели на 90^0 направление оси анизотропии круговой диаграммы яркости также изменяется на 90^0 . Поэтому наиболее вероятно, что такого рода дефекты в поверхностном слое пленки образуются при столкновении с тяжелыми частицами внешней атмосферы КА. Этот процесс инициирует последующие физико-химические стадии деградации полимерных пленок и его можно определить как "первичную" стадию общего процесса деградации полимерных материалов.

При столкновениях количество передаваемой энергии зависит от соотношения массы налетающей частицы M и массы принимающей частицы m пленки [8]. Количество энергии, передаваемой при столкновении, увеличивается при уменьшении отношения m/M . Поэтому большая скорость деградации таких водородсодержащих полимеров как полиимиды по сравнению с фторполимерами может быть обусловлена тем, что при бомбардировке тяжелыми частицами в полиимиды передается значительно больше энергии. Основная часть поглощенной энергии трансформируется в тепловую энергию, что приводит к локальному разогреву очень тонкого поверхностного слоя полимера. В результате этого может происходить термоллиз с одновременной механодеструкцией полимера за счет механических напряжений, возникающих при высоких градиентах температур. Механодеструкции полимера будут благоприятствовать постоянно повторяющиеся циклы нагревания до 400 К и охлаждения до 80 К. В результате протекания процессов механодеструкции и термоллиза увеличиваются разрушения в дефектных областях, что приводит к формированию значительных по размерам дефектных образований с измененным химическим строением и измененной физической структурой.

"Вторичные" стадии процесса деградации – это физико-химические процессы, происходящие при взаимодействии дефектных областей и адсорбированных в них частиц с другими ФКП. Очевидно, что такие дефектные образования должны обладать более высокой чувствительностью, чем исходный полимер, по отношению к воздействию солнечного излучения, атомов водорода, азота и кислорода, холодной плазмы, термоциклированию и др. факторам ФКП. На этих стадиях происходит своеобразный процесс химического и плазменного травления дефектных участков, который протекает при одновременной бомбардировке тяжелыми частицами, воздействии солнечного света, холодной плазмы, таких окислителей как атомарный и молекулярный кислород при циклической смене температуры. В разные периоды времени в результате непрерывного протекания различных химических, фотохимических, окислительных и др. реакций поверхностный слой, который подвергается воздействию всех ФКП, будет отличаться по своему составу и строению. При таком одновременном воздействии различных факторов могут иметь место также синергетические эффекты, вклад которых в общую дегра-

дацию материала может быть весьма значительным. Поэтому в разные периоды экспонирования деградации подвергается всякий раз новый по своему составу слой полимерного материала. В результате протекания всей совокупности “вторичных” процессов общая скорость деградации полимера будет возрастать с увеличением времени его пребывания на орбите.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Приведенные в настоящей работе предварительные результаты исследований полимерных материалов, прошедших натурную экспозицию на орбитальной космической станции “Мир”, позволяют сделать следующие важные выводы о протекании процессов деградации полимеров на НЗО:

- процесс деградации инициируется энергией, выделяющейся в тонком поверхностном слое полимера при столкновении с потоком набегающих высокоэнергетических тяжелых частиц;
- количество энергии, передаваемой при столкновениях, увеличивается при уменьшении отношения массы принимающей частицы полимерной пленки к массе налетающей частицы;
- более высокая скорость деградации такого водородсодержащего полимера как полиимид может быть обусловлена тем, что при бомбардировке тяжелыми частицами в полиимиды передается значительно большее количество энергии, чем во фторполимеры;
- процесс деградации протекает в результате одновременного воздействия различных факторов космического пространства;
- скорость деградации полимеров имеет нелинейную зависимость от времени натурной экспозиции;
- солнечное излучение с $\lambda \geq 200$ нм не оказывает заметного влияния на деградацию полимерных пленок;
- металлизация полимерных полиимидных пленок приводит к значительному ускорению их деструкции.

Литература

1. *Милинчук В.К., Клишпонт Э.Р., Тушиков В.И.* Основы радиационной стойкости органических материалов. – М.: Энергоатомиздат, 1994. – 256 с.
2. ML-101 Thermal Control Coating: Five Year Exposure AFML-TR-78-79, July 1978.
3. Papazian H.A. Evaluation and Prediction of Long-Term Environmental Effects on Non-Metallic Materials. Final Report NASA-33578. May 1982.
4. *Banks B., Rutledge S., Paulsen P., Stueber T.* Simulation of the low earth orbital atomic oxygen interaction with materials by means of an oxygen ion beam. Prepared for 18th. Symp. on Appl. Vacuum Sci. and Techn. Clearwater Beach, Florida, 6-8 Feb. 1989. (NASA TM 101971).
5. *De Groh K.K., Gaier J.R., Hall R.L., Espe M.P., Cato D.R., Sutter J.K. and Scheiman* Insights into the damage mechanism of Teflon FEP from the Hubble Space Telescope, High Perform. Polym. 12 (2000) 83-104.
6. *Dever J.A., De Groh K.K., Banks B.A. et. all* Environmental exposure conditions for Teflon fluorinated ethylene propylene on the Hubble space telescope, High Perform. Polym. 12 (2000) 125-139.
7. *Акишин А.И., Новиков Л.С.* Методы имитации воздействия окружающей среды на материалы космических аппаратов. – М.: Изд-во МГУ, 1986. – С. 92.
8. *Allegri G., D’Avanzo P., Palmisano Romano M.* Simulating space environment interactions. Proceeding of the Third Workshop on Space Environment Applications, Ed. P. Teofilitto, Castelgrande, 25-27 June 2000. – P. 209-224.

Поступила в редакцию 9.01.2002

70 лет Евгению Сергеевичу Матусевичу



1 июня 2002 г. исполнилось 70 лет профессору кафедры ядерной физики, доктору физико-математических наук, заместителю главного редактора журнала «Известия вузов. Ядерная энергетика» Евгению Сергеевичу Матусевичу.

Свою трудовую деятельность Е.С. Матусевич начал в 1956 г. в ФЭИ, где им был выполнен ряд важнейших научных исследований. С начала 60-х гг. он по совместительству начал преподавательскую деятельность в ВО № 5 МИФИ - Обнинском филиале МИФИ, а с 1989 г. перешел в ОИАТЭ на постоянную работу.

Е.С. Матусевич проявил себя прекрасным педагогом. Им были подготовлены и неоднократно прочитаны курсы лекций по различным предметам, таким как «Экспериментальные методы ядерной физики», «Реакторы и ускорители», «Инструментальные средства радиационной безопасности биологии и экологии», «Ядерно-физические методы анализа», «ЯЭУ и радиационные технологии».

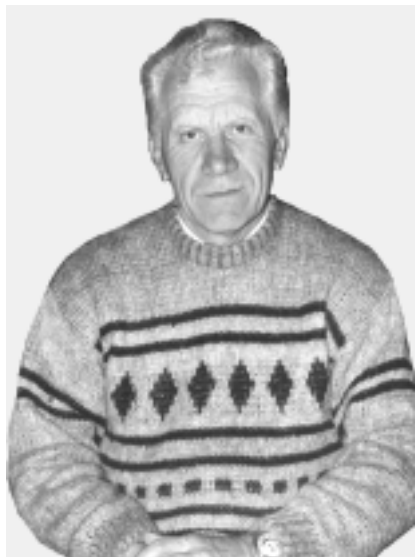
С 1989 по 2000 гг. Е.С. Матусевич работал в ОИАТЭ в качестве заведующего кафедрой ядерной физики. За это время по его инициативе и при непосредственном участии в рамках специальности «Радиационная безопасность» была создана новая весьма актуальная специализация «Методы и средства лучевой диагностики и терапии», по которой уже подготовлены и выпущены первые группы специалистов. В настоящее время в развитие этого направления под руководством Е.С. Матусевича ведется подготовка к открытию новой специальности «Медицинская физика» - в 1995 г. по этой теме в ОИАТЭ был проведен международный семинар, разрабатываются учебные планы, программы, подготавливаются учебно-методические пособия и проводится другая организационная работа.

Педагогическая деятельность Е.С. Матусевича не ограничивается чтением лекций и проведением занятий со студентами - под его руководством 7 человек выполнили и успешно защитили кандидатские диссертации, две диссертации подготовлены к защите и в настоящее время еще 4 аспиранта работают над диссертационными темами.

Е.С. Матусевич написал 5 книг, причем одна из них - «Экспериментальные методы физики реакторов» - издана на русском, французском и английском языках. Несколько лет назад прошла успешная презентация этой книги за рубежом. Кроме того им написан ряд учебных пособий, изданных в ОИАТЭ.

Евгений Сергеевич продолжает вести и научную работу, причем область его научных интересов чрезвычайно широка: физика атомного ядра, физика атомных реакторов, снятие блоков АЭС с эксплуатации, исследования распределений поглощенных доз в теле человека и многие другие. В 1996 г. под руководством Е.С. Матусевича в ОИАТЭ совместно с МИФИ был проведен Международный научный семинар по радиационной безопасности.

Сотрудники ОИАТЭ и редколлегия журнала поздравляют Евгения Сергеевича с юбилеем и желают здоровья и творческих успехов.



70 лет Владимиру Ильичу Наумову

Профессору Московского инженерно-физического института **Владимиру Ильичу Наумову** в мае 2002 года исполнилось 70 лет. Известный педагог, физик в высоком смысле этого слова всю свою жизнь успешно сочетает воспитание инженеров-физиков высшей квалификации с научной работой в области физики и безопасности ядерных энергетических установок.

Владимир Ильич – «коренной мифист», выпускник кафедры № 5 МИФИ 1957 года (ныне кафедра «Теоретическая и экспериментальная физика ядерных реакторов»). После окончания учебы в институте он остался на каф. №5 и с головой окупился в научную деятельность. Основной круг интересов – физика ядерных реакторов. Далее учеба в аспирантуре, которая до поры до времени успешно совмещалась с другим, не менее серьезным, увлечением - занятиями парашютным спортом. Его природные способности и трудолюбие позволили успешно решить обе задачи - защитить кандидатскую диссертацию и получить звание мастера спорта.

В дальнейшем В.И. Наумов сосредоточился на научной и педагогической деятельности. В течение многих лет и до настоящей поры он является заместителем заведующего кафедрой по научной работе. Всеобщее признание в среде профессионалов в области ядерной энергетики он получил как один из организаторов и бессменный председатель Программного комитета семинаров по физике реакторов, проводимых на базе спортивного лагеря МИФИ «Волга».

В настоящее время В.И. Наумов читает один из основополагающих курсов по реакторной физике «Динамика и безопасность ядерных реакторов». Автор многих изобретений В.И. Наумов - строгий и одновременно заботливый руководитель курсовых проектов студентов, дающий волю фантазии молодым физикам, рассматривая вместе с ними оригинальные проекты будущих ЯЭУ.

Прекратив активные занятия парашютным спортом, и став одним из лучших спортсменов-парашютистов Советского Союза, Владимир Ильич занялся общественной деятельностью по организации физкультурно-массовой работы в Красногвардейском районе города Москвы. Неоднократно избирался членом районного Совета народных депутатов, возглавлял комиссию по культуре и спорту. В последние годы активно участвует в международной деятельности, связанной с памятью жертв и узников нацистов во Второй мировой войне. Немногие знают, что сам Владимир Ильич в детстве оказался на подневольных работах в фашистской Германии и там встретил День победы.

Высококвалифицированный ученый и педагог, чуткий и внимательный к окружающим его коллегам, Владимир Ильич по праву носит высокое звание ветерана МИФИ.

Коллектив кафедры и институтские друзья поздравляют Владимира Ильича Наумова с юбилеем и желают ему крепкого здоровья, успешного продолжения научной и педагогической деятельности, семейного благополучия и долгих лет активной деятельности.

Памяти В.В. Хромова

2 августа 2002 года исполнилось бы 70 лет заслуженному деятелю науки Российской Федерации, лауреату Премии Совета Министров СССР, почетному профессору МИФИ, доктору физико-математических наук, профессору Вячеславу Васильевичу Хромову.

Вся трудовая и творческая научная деятельность В.В. Хромова была связана с Московским инженерно-физическим институтом. Вячеслав Васильевич поступил в МИФИ после окончания средней школы в 1950 г. После окончания института в 1956 г. был по распределению оставлен для работы на кафедре физики ядерных реакторов (№ 5), на которой прошел путь от студента-дипломника и инженера учебной лаборатории до заведующего, а в последние годы – научного руководителя кафедры. С 1958 по 1961 гг. Вячеслав Васильевич учился в аспирантуре МИФИ и под руководством доктора физико-математических наук, профессора С.М. Фейнберга начал свою активную научную деятельность. В 1964 г. Вячеслав Васильевич защитил кандидатскую диссертацию. В этот период Вячеслав Васильевич сочетает научную и преподавательскую работу на кафедре с общественной профсоюзной и партийной деятельностью. С 1975 по 1978 гг. Вячеслав Васильевич возглавлял партийную организацию института, с 1978 по 1981 гг. был проректором МИФИ по научной работе. В 1979 г. Вячеслав Васильевич успешно защищает докторскую диссертацию, а в 1981 г. избирается на должность заведующего кафедрой теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов.

Имя В.В. Хромова хорошо известно ученым и специалистам отрасли в связи с разработкой эффективных методов расчета, созданием комплексных математических моделей для проектирования, оптимизации и расчетного сопровождения эксплуатации ядерных реакторов, с разработкой новых прецизионных методов нейтронно-физических расчетов. Ряд разработок, выполненных под научным руководством и при непосредственном участии В.В. Хромова, был внедрен в научных центрах и на предприятиях отрасли. Научные идеи В.В. Хромова нашли успешное продолжение в работах его сотрудников и учеников, в читавшихся им лекционных курсах и учебных пособиях.

Под руководством В.В. Хромова было подготовлено и защищено более 20 кандидатских диссертаций.

В конце 50-х гг. В.В. Хромов был энтузиастом и пионером в использовании электронной вычислительной техники в сложных нейтронно-физических расчетах ядерных реакторов. В 1977 г. на кафедре № 5 под руководством В.В. Хромова был создан первый в МИФИ дисплейный класс для обеспечения учебного процесса, носящий ныне его имя. Позднее, будучи проректором МИФИ по научной работе, он был одним из инициаторов и организаторов разработки и широкого внедрения в МИФИ системы коллективного пользования ЭВМ для совершенствования учебного процесса и автоматизации научных исследований, за что в составе коллектива авторов был удосто-



ен в 1982 г. Премии Совета Министров СССР.

В 1994 г. В.В. Хромову было присвоено почетное звание «Заслуженный деятель науки Российской Федерации».

В.В. Хромов был признанным научным авторитетом в области теории и физики ядерных реакторов, членом специализированных советов по защите диссертаций в МИФИ и ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского.

Большие организаторские способности В.В. Хромова проявились на посту заведующего кафедрой теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов. Под его руководством была обновлена лабораторная и вычислительная база кафедры, поставлены новые лекционные курсы, созданы новые учебно-научные лаборатории, организован филиал кафедры в РНЦ «Курчатовский институт», организована подготовка специалистов по новым специализациям (автоматизация проектирования и научных исследований ЯЭУ, безопасность ЯЭУ), а также бакалавров по специальности «техническая физика» и магистров по специальности «физико-технические проблемы атомной энергетики», связанной с проблемами контроля, учета и защиты ядерных материалов. В.В. Хромов был инициатором многих полезных начинаний включая создание новых форм обучения студентов, развитие сотрудничества кафедры с зарубежными университетами.

В.В. Хромов был признанным лидером среди руководителей родственных кафедр в других вузах, готовящих кадры для ядерной энергетики. Возглавляя в течение последних семи лет своей жизни научно-методический совет по специальности «ядерные реакторы и энергетические установки», он внес большой вклад в дело координации вузов, в совершенствование учебных планов и подготовку Государственного стандарта по специальности. В.В. Хромов был инициатором и научным руководителем межвузовских научно-исследовательских программ по проблемам безопасного развития ядерной энергетики. Специалистам отрасли и ученым высшей школы хорошо известны периодические научные семинары по проблемам физики реакторов, традиционно организуемые кафедрой теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов на базе МИФИ «СОЛ Волга». Возглавляя в течение ряда лет оргкомитет семинара, В.В. Хромов сумел придать ему международный статус, привлечь к участию в нем ученых из западноевропейских стран и США. Благодаря широкому кругозору, научному авторитету и твердости в отстаивании своих принципов В.В. Хромов сумел сохранить и укрепить ведущее положение кафедры в институте и в системе подготовки кадров для отрасли.

В.В. Хромов был не только крупным ученым и организатором, патриотом института и кафедры, но и высоко нравственным человеком, внимательным к своим сотрудникам и ученикам, готовым оказать помощь в решении научных, учебных и чисто житейских проблем.

В.В. Хромов ушел из жизни 23 августа 2000 года.

Добрая память о Вячеславе Васильевиче Хромове сохранится на долгие годы у бывших студентов МИФИ, слушавших его лекции, у сотрудников и учеников, работавших под его руководством, у всех, кто имел удовольствие общаться с этим замечательным человеком.

ABSTRACTS OF THE PAPERS**УДК 621.039.568.007.4**

Analysis of Influence of Layout of NPP Control Room Displays on Efficiency of Information Perception \ A.N. Anokhin, E.N. Alontseva; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). - Obninsk, 2002. - 9 pages, 2 tables, 2 illustrations. - References, 8 titles.

The purpose of presented research is to carry out an experimental comparison of duration and reliability of perception of displays ordered under some layout principles. The following layout principles were studied: ordered by display's form, ordered by functional assignment, disordered, disordered and accentuated, shared and presented by one after another. 135 participants (students and post-graduate students of the INPE) took part in experiments. The following main conclusions were drawn. High reliability and large duration of perception are resulted from shared layout. The quickness of perception of graphical accentuated displays decreases on about third in comparison with unaccentuated ones. The disordered layout result to extremely low correctness. The functional layout isn't effectual under deficiency of knowledge about problem area. Horizontally ordered layout is preferable beside vertically ordered displays. During perception participants read about half of all information in ordered layout and above 70 percent of all information in disordered layout

УДК 621.039.58

Date Accidents Analysis of WWR-c reactor \ O.Y. Kochnov, Y.V. Volkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). - Obninsk, 2002. - 9 pages, 1 table, 8 illustrations. - References, 6 titles.

The operation protective system analyze of WWR-c (Obninsk) was presented in this article since reactor start up (1964). The accident reasons was considered. The conclusion about increasing safety exploitation of research reactor was done.

УДК 621.039

Decommissioning of NPP Units: Conception; State of Execution \ S.A. Nemytov, V.K. Zimin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). - Obninsk, 2002. - 7 pages, 1 table.

The paper is devoted to actual problem of decommissioning of NPP units. The basic concepts, normative documents, stages of process and its feature are considered.

УДК 539.173.84

On the problem of the effective multiplication factor determination using statistical pulse methods \ V.A. Doulin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). - Obninsk, 2002. - 5 pages. - References, 5 titles.

The approach for taking in account the detector position influence on the measured decay neutron density coefficient and other point kinetic parameters by using the pulse neutron source experiments in the multiplying subcritical media is proposed.

Instead the adjoint homogeneous equation (relative the asymptotic power) here is used the adjoint inhomogeneous equation (relative the such detector count rate). The obtained results may be useful by the neutron life time measurements analyses and the spatial correction factor calculation by the effective multiplication factor determination using Rossi-alfa methods – for the low multiplying subcritical media with neutron source especially.

УДК 621.039.54

General Study Statement on Thermomechanical Behaviour of the WWER-1000 Reactor Core \ V.M. Troyanov, Y.U. Likhachev, V.I. Folomeev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). - Obninsk, 2002. - 11 pages, 3 illustrations. - References, 14 titles.

The paper reviews general study statement on thermomechanical behaviour of the WWER-1000

reactor core. Background for developing a correspondent methodology related with occurred bowing and deformation of fuel assemblies (FA) under operation, jamming of the rod cluster control assemblies (RCCA), and generation of enhanced inter-FA gaps impacting on local energy release in fuel, is under consideration. Schematization of WWER-1000 FA and reactor core design is outlined and implemented for developing the procedure for calculation of thermomechanical behaviour of the FA integrated into WWER-1000 reactor core. The description presents computational models, which are implemented for validation of thermomechanical behaviour of the WWER-1000 reactor cores and development of recommendations for the design improvement.

УДК 621.039.54

Calculation Method on the Longitudinal and Transversal Bowing of WWER-1000 Core Subassemblies under Operation \V.M. Troyanov, Y.U. Likhachev, V.I. Folomeev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). - Obninsk, 2002. - 10 pages, 4 illustrations. - References, 2 titles.

The paper reviews calculation method on the longitudinal and transversal bowing of WWER-1000 core subassemblies under operation. The method is based on the beam-pivot modelling of the sub-assembly (FA) bowing. FA is simulated by the multi-tied pivot system. Calculation method of non-linear FA bowing takes into account irradiation effects for structure materials, friction and slipping of fuel rods within spacer grids, external forces, weight acting, hydraulic forces etc. The solution of non-linear equation system is realized by the computer code "TEREMOK".

УДК 629.76:629.78

Application of Nuclear Photon Engines for Deep-space Exploration \A.V. Gulevich, A.V. Zrodnikov, Eu.A. Ivanov, O.F. Kukharchuk, D.V. Evtodiev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). - Obninsk, 2002. - 9 pages, 1 table, 3 illustrations. - References, 11 titles.

Conception of using the nuclear photon rocket engines for deep space exploration is proposed. Some analytical estimations have been made to illustrate the possibility to travel to 100 – 10000 AU using a small thrust photon engine. Concepts of high temperature nuclear reactors for the nuclear photon engines are also discussed.

УДК 502.3(470.333)

Implementation of Neural Networks for Assessment of Surface Density Contamination with ⁹⁰Sr (For Territory of Bryansk Region as an Example) \R. Parkin, M. Kanevsky, E. Saveleva, I. Pichugina, B. Yatsalo; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). - Obninsk, 2002. - 7 pages, 2 tables, 5 illustrations. - References, 10 titles.

The joint spatial analysis of surface density contamination of Bryansk region with radionuclides ⁹⁰Sr and ¹³⁷Cs is considered. Fallouts of these radionuclides as a result of the Chernobyl accident are correlated, that allows investigating their joint spatial structure and improving quality of spatial interpolation. The application of artificial neural network (Multilayer Perceptron) for an estimation of surface density contamination with ⁹⁰Sr is described. As a result of implementation of this approach the detailed maps of contamination with ⁹⁰Sr and ¹³⁷Cs for Bryansk region were created that is used in geoinformation decision support system for rehabilitation of radioactive contaminated territories.

УДК 574.4:502.3

Ecological Risk. 1. The Origin of Risk in Agrosphere and Natural Ecosystems under Pollution of the Environment \E.S. Fesenko, B.I. Synzynys; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). - Obninsk, 2002. - 11 pages. - References, 21 titles.

The most fundamental problems for contaminated land risk assessment relate to bioavailability of contaminants relative to the study of bioavailability and toxicity criteria. Approach to risk assessment normally consist of three general components. Monitoring of biomarkers, bioconcentration, indicator species, changes in community structure. These indicators are seldom used in current risk

assessment practice, but may be employed in research projects. A comparison of chemical and radioactivity data with generic guideline values or quality criteria derived from toxicity data. Bioassays with material from the contaminated site as a supplement to chemical and radioactivity analysis.

УДК 621.039.586:536.42

Numerical Modelling of Pin Meltdown in View of Molten Cladding Relocation in BN Reactor Core under beyond Design Accident \ G.N. Vlasichev, G.B. Usinin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). - Obninsk, 2002. - 9 pages, 5 illustrations. - References, 9 titles.

The technique of account of emergency process of pin heating and melting is developed in view of molten cladding relocation at the termination of coolant flow in fuel assembly of the fast reactor with sodium coolant. The calculation analysis of meltdown process of separate most heat-stressed pin of central assembly in BN reactor core is executed in view of molten cladding relocation under beyond design accident with loss of power providing without operation of all means of effect on reactivity. In model of the given work evaporation of sodium in addition is taken into account. In result, the melting times of pin cladding and fuel are received in view of molten cladding relocation, freezing of its material on more cold pin sites and frozen crust melting. The fuel melting sequence on core height received as a result of previous cladding relocation to the bottom part of core, will result in occurrence and preservation during any of time of a configuration of pin materials in most heat-stressed assemblies, bringing in the greatest contribution in reactivity.

УДК 621.039.5

Markov Chain with Rewards for Selection Most Significant Fission Products. General model \ Yu.V. Volkov, O.B. Duginov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). - Obninsk, 2002. - 8 pages, 1 illustration, 1 table. - References, 4 titles.

The Markov model with rewards for description of isotope transitions is developed. The iterative method for determination the most significant route (strategies) of isotope transitions according to given criterion which bring the largest effect has been proposed.

УДК 621.039.7

Norms of Criticality Safety at Handling with Wastes, Containing Plutonium and Uranium of Low Enrichment \ S.S. Krechetov, V.S. Vnukov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2002. – 5 pages, 7 tables. – References, 3 titles

Norms of criticality safety are determined at handling with the wastes containing plutonium and uranium of low enrichment. Calculations of the safe specific contents, the safe areal density are carried out at the analysis of nuclear safety of radioactive wastes. Various mixes of the radioactive wastes containing water, graphite, beryllium, dioxide silicon and others are considered. Recommended norms of criticality safety are given at handling with wastes.

УДК 621.039.7:66.081.3

Experimental Investigation of Possibility of Concentrated Liquid Radwaste Disposal of ¹³⁷Cs by Sorption Method with Following Immobilization of Sorbents into Geocement Rock \ T.O. Mischevets, N.G. Bogdanovich, O.V. Starkov, E.E. Konovalov, D.L. Tyutyunnikov, V.P. Emelyanov, V.V. Molchanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). - Obninsk, 2002. - 5 pages, 1 table. - References, 8 titles.

The preliminary examinations on a technological regime of the discharge by inorganic sorbents from ¹³⁷Cs of model and actual solutions IPPE concentrated liquid radioactive wastes (CLRW) are held. Three are explored such as sorbents: natural silica-alumina sorbent clinoptilolite, modified ions of sodium (KLN-Na) or copper and ferri ferrocyanides (KLN-FC); synthetic ferrocyanide sorbents Thermoxide-35 and NGS.

In experiments with usage of model solutions CLRW the prospects of applying for discharging concentrated liquid radioactive wastes by synthetic ferrocyanide Thermoxide-35 and NGS is affirmed. The applying KLN for getter extraction of cesium is possible at the containment of salts

≤ 200 g/l and some minimal quality of organic builders in solutions.

In experiments with usage actual IPPE CLRW (pH 13,6) the key opportunity of extraction ^{137}Cs with coefficient of clearing $K_d = 312$ by sorbent Thermoxide-35 in dynamic requirements (at clearing 100 column volumes of the solution).

The formula and technology for an incorporation ferrocyanide sorbents in a geocement matrix for the first time is designed. The satisfactory mechanical strength (10-30 MPa) and water-resistant (10^{-5} g/cm² day) is received for the geocement rock samples containing 20% of masses Thermoxide-35 and 30 % of masses KLN.

УДК 541.64:629.78

Degradation of Polymeric Materials on the «MIR» Orbital Cosmic Station \ V.K. Milinchuk, E.R. Klinshpont, I.P. Shelukhov, T.N. Smirnova; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). - Obninsk, 2002. - 11 pages, 7 tables, 3 illustrations. - References, 8 titles.

The paper reports on the research of two polymer film sets after in-flight exposure on the orbital space station «MIR» for 28 and 42 months. The investigated films include the samples of polyimide (grades ПМ-13, Kapton 100 HN, fluorinated polyimide, one-side aluminised film ПМ-ий3-0А), copolymers of tetrafluoroethylene with hexafluoropropylene (grades 04-MB, FEP-100A) and arimide threads. The measured parameters covered a mass loss, thickness, integral factors of transmission τ and luminosity P , edge wet angle of the polyimide and fluorinated films, tensile strength and elongation-at-break of the arimide threads. A space stability of the films depends on the polymer structure: polyimide films, especially fluorinated polyimides, went through deeper transformations in contrast to fluoropolymers. Anisotropy of oriented circle diagrams of luminosity and wet angle arising during polymer exposure to the space environment enables to assume the following: degradation of the films is initiated by heavy bombarding particles of the intrinsic outer atmosphere of the space vehicle extended defects in the film surface layer with the axes oriented relative to the spacecraft flight direction.

НАШИ АВТОРЫ

Е.Н. Алонцева – магистрант 5 курса направления «Информатика и вычислительная техника» Обнинского института атомной энергетики (ОИАТЭ). Область научных интересов: эргономика, исследование стресса оперативного персонала атомных станций. Соавтор 4 публикаций.

А.Н. Анохин – д.т.н., заведующий кафедрой «Автоматизированные системы управления» ОИАТЭ. Председатель Калужского отделения Межрегиональной эргономической ассоциации. Окончил Московский инженерно-физический институт (МИФИ) в 1984 г. Область научных интересов: эргономика на атомных станциях, интроскопические технологии, системный анализ, искусственный интеллект. Автор около 60 работ.

Н.Г. Богданович – к.х.н., начальник лаборатории химических, радиохимических и технологических исследований ГНЦ РФ-Физико-энергетического института (ГНЦ РФ-ФЭИ). Закончила Московский государственный университет. Область научных интересов: аналитическая химия и технология жидкометаллических теплоносителей. Автор более 50 работ.

Г.Н. Власичев – к.т.н., ведущий научный сотрудник кафедры «Ядерные реакторы и энергетические установки» (ЯР и ЭУ) физико-технического факультета (ФТФ) Нижегородского государственного технического университета (НГТУ). Область научных интересов: тяжелые аварии с расплавлением активной зоны ядерного реактора, тепло- и массообмен.

Ю.В. Волков – д.т.н., профессор кафедры РКР (расчет и конструирование реакторов) ОИАТЭ. Закончил МИФИ в 1969 г.

А.В. Гулевич – год рождения 1960; окончил Московский физико-технический институт в 1983 г. С 1983 г. работает в ГНЦ РФ-ФЭИ; д.ф.-м.н. с 1998 г.; заместитель генерального директора ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: методы теории возмущений, инженерно-физические методы анализа сложных взаимосвязанных процессов в реакторных и лазерных системах.

Д.В. Евтодиев – год рождения 1979; студент ОИАТЭ с 1996 г., специальность «Ядерные

энергетические установки». Член Молодежного отделения ядерного общества России с 1998 г.

В.П. Емельянов – к.х.н., старший научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

А.В. Зродников – год рождения 1944; окончил Московский энергетический институт в 1969 г. С 1969 г. работает в Физико-энергетическом институте; д.ф.-м.н с 1994 г.; генеральный директор ГНЦ РФ-ФЭИ; профессор ОИАТЭ. С 1997 г. – Президент Российского ядерного общества, член Московского Физического общества, член редакционной коллегии журналов «Лазеры и пучки частиц» и «Атомная энергия». Область научных интересов: космические ЯЭУ, методы теории возмущений.

Е.А. Иванов – год рождения 1966; окончил ОИАТЭ в 1989 г. С 1989 г. работает в Физико-энергетическом институте; к.ф.-м.н с 1997 г.; начальник лаборатории высокотемпературных и космических ЯЭУ. Область научных интересов: ядерная техника, космические энергетические установки, математическое моделирование связанных процессов.

Э.Р. Клишпонт – к.х.н., доцент кафедры материаловедения ОИАТЭ, в 1959 г. закончил МФТИ. Область научных интересов: радиационная химия, радиационное и космическое материаловедение.

Э.Е. Коновалов – к.х.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Закончил Ленинградский государственный университет в 1955. Автор более 100 работ.

О.Ю. Кочнов – нач. смены атомного реактора в Обнинском филиале ГНЦ РФ-НИФХИ им. Л.Я. Карпова. Закончил ОИАТЭ в 1993 г.

О.Ф. Кухарчук – год рождения 1965; окончил ОИАТЭ в 1988 г. С 1988 г. работает в ГНЦ РФ-ФЭИ; к.ф.-м.н с 1994 г., начальник лаборатории технической физики. Область научных интересов: ядерная и нейтронная физика, лазеры с ядерной накачкой, математическое моделирование быстропотекающих процессов.

В.К. Милинчук – д.х.н., профессор, заведующий кафедрой общей и специальной химии ОИАТЭ, в 1959 г. закончил Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова. Область научных интересов: радиационная химия,

радиационное и космическое материаловедение.

Т.О. Мишевец - инженер-технолог, аспирант. Закончила ОИАТЭ в 1999 г.

В.В. Молчанов – инженер ГНЦ РФ-ФЭИ.

Т.Н. Смирнова -к.х.н., с.н.с. Государственного космического научно-производственного центра им. М.В. Хруничева Российского авиационно-космического агентства, в 1969 г. закончила Московский химико-технологический институт им. Д.И. Менделеева. Область научных интересов: космическое материаловедение.

О.В. Старков – д.т.н., начальник отдела радиохимии ГНЦ РФ-ФЭИ.

Б.И. Сынзыныс – д.б.н., профессор кафедры экологии ИАТЭ. Область научных интересов: экологические проблемы комбинированного действия тяжелых металлов и радиации на рас-

тения и животных; оценка риска техногенного воздействия на экосистемы.

Д.Л. Тютюнников - научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

Г.Б. Усынин - д.т.н., заведующий кафедрой «Ядерные реакторы и энергетические установки» (ЯР и ЭУ) физико-технического факультета НГТУ. Область научных интересов: безопасность ядерных реакторов, ядерные топливные циклы, оптимизация АЭС.

Е.С. Фесенко – студентка 3 курса кафедры экологии ИАТЭ. Область научных интересов - математическое моделирование в экологии.

И.П. Шелухов - ведущий специалист, в 1977 г. закончил Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова. Область научных интересов: радиационная химия, радиационное и космическое материаловедение.

OUR AUTHORS

E.N. Alontseva – senior qualifying to Master of Computer Science at the the Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering (OINPE). Scientific interests: ergonomics, analysis of NPP operation personnel stress. Co-author of 4 publications.

A.N. Anokhin – Dr. Sci. (Engineering), head of the automated control systems department of the OINPE. Head of Kaluga Dept. of Inter-Regional Ergonomic Association. Graduated from the Moscow Engineering Physics Institute in 1984. Scientific interests: ergonomics on NPP, information technologies, system analysis, artificial intelligence. About 60 publications.

N.G. Bogdanovich - Cand.Sci. (Chem.). Graduated from the Moscow State University. Head of Laboratory of Chemical, Radiochemical and Technological Investigations of the Institute of Physics and Power Engineering (IPPE). Scientific interests: analytical chemistry and technology of liquid metal coolants; radwaste treatment. Has above 50 papers, reports, inventions.

D.V. Evtodiev – Year of birth 1979. Student of the Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering since 1996, speciality “Nuclear power engineering”

V.P. Emelyanov - Cand.Sci. (Chem.), senior researcher of the IPPE.

E.S. Fesenko – the third level student of Ecology Department of the OINPE. Scientific interests: mathematical modeling in ecology.

A.V. Gulevich - year of birth 1960; graduated from the Moscow Institute of Physics and Technology in 1983. Dr. Sci. (Phys.-Math.) since 1994, Deputy General Director of the Institute of Physics and Power Engineering. Research interests: perturbation theory, methods of engineering and physical analysis for complex related processes in reactor and laser systems.

E.A. Ivanov – Year of birth 1966; graduated from the Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering in 1989. Cand. Sci. (Phys.-Math.) since 1997, head of High Temperature & Space Nuclear Power Laboratory of the Institute of Physics and Power Engineering. Research interests: nuclear engineering, space power engineering, mathematical modeling of coupled processes.

E.R. Klinshpont – Cand. Sci. (Chem.), associate professor of department “Science of materials” of the OINPE. Scientific interests: radiation chemistry, radiation and cosmic science of materials.

O.Y. Kochnov - shift chief of the atomic reactor in the Obninsk Branch of the Karpov Institute of Physical Chemistry. Graduate from Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering in 1993.

E.E. Kononov - Cand.Sci (Chem.), leading researcher of the IPPE. Graduated from the Leningrad State University in 1955. Scientific interests: chemistry, radiochemistry and technology of liquid metal coolants; immobilization of high level radwastes into mineral-like matrix. Has above 100 papers, reports, inventions.

O.F. Kukharchuk – Year of birth 1965; graduated from the Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering in 1988. Cand. Sci. (Phys.-Math.) since 1994, Head of Technical Physics Laboratory, Institute of Physics and Power Engineering. Research interests: nuclear and neutron physics, nuclear pumped lasers, mathematical modeling of fast processes.

V.K. Milinchuk – Dr. Sci. (Chem.), Professor, head of the general and special chemistry of the OINPE. Graduated from the Moscow State University in 1959. Scientific interests: radiation chemistry, radiation and cosmic science of materials.

T.O. Mishevets - graduated from the Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering in 1999; the two-years post-graduate in the Institute of Physics and Power Engineering. Scientific interests: developing of intermediate level radwaste disposal process based on sorption and following immobilization radionuclids into geocement rock. Has about 10 papers and reports.

V.V. Molchanov - engineer-technologist at the IPPE.

I.P. Shelukhov – leading researcher. Graduated from the Moscow State University. Scientific interests: radiation chemistry, radiation and cosmic science of materials.

T.N. Smirnova - Cand. Sci. (Chem.), senior researcher of the Khrunichev State Space Research Industrial Centre. Graduated from the Moscow Chemistry and Technological Institute. Scientific interests: cosmic science of materials.

O.V. Starkov - Dr.Sci. (Engineering), Head of Division of Radiochemistry of the IPPE.

B.I. Synzynys – Dr. Sci (Biology), Professor of Ecology Department of INPE. Scientific interests: a complex action of heavy metals and radiation on plants and animals; risk assessment.

T.L. Tyutyunnikov - researcher of the IPPE.

G.B. Usinin - Dr. Sci. (Engineering), professor, head of the Nuclear Reactors and Power Plants Chair, Physical-Technical Department, Nizhny Novgorod State Technical University.

Area of scientific interests: reactor safety, nuclear fuel cycles, NPP optimization.

G.N. Vlasichev – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the Nuclear Reactors and Power Plants Chair, Physical-Technical Department, Nizhny Novgorod State Technical University. Scientific interests: severe accidents with nu-

clear reactors core meltdown, heat- and mass-transfer.

Y.V. Volkov – Dr.Sci. (Engineering), Professor of the Reactor Research Design Department in the Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering, graduate from the Moscow Physical Engineering Institute in 1969.

A.V. Zrodnikov – Year of birth 1944; graduated from the Moscow Power Engineering Institute (Technical University) in 1969. Doctor of Science (Phys.-Math.) since 1994; General Director of the Institute of Physics and Power Engineering; Professor of the Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering (Technical University). President of the Russian Nuclear Society, member of Moscow Physical Society, Editorial Board member of «Laser and Particle Beams» «Atomic Energy».