

ИЗВЕСТИЯ  
ВЫСШИХ  
УЧЕБНЫХ  
ЗАВЕДЕНИЙ

ЯДЕРНАЯ  
ЭНЕРГЕТИКА

НАУЧНО-  
ТЕХНИЧЕСКИЙ  
ЖУРНАЛ  
Издается  
в Университете  
атомной энергетики  
с 1993 г.  
N  
ОБНИНСК • 2004

СОДЕРЖАНИЕ

АКТУАЛЬНЫЕ  
ПРОБЛЕМЫ  
ЯДЕРНОЙ  
ЭНЕРГЕТИКИ

БЕЗОПАСНОСТЬ,  
НАДЕЖНОСТЬ И  
ДИАГНОСТИКА АЭУ

ЭКОЛОГИЯ  
ЭНЕРГЕТИКИ

ФИЗИКА И  
ТЕХНИКА  
РЕАКТОРОВ

ТОПЛИВНЫЙ  
ЦИКЛЫ  
РАДИОАКТИВНЫЕ  
ОТХОДЫ

ТЕПЛОФИЗИКА И  
ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

*В.В. Петрунин*

Опыт создания и перспективы развития промышленной тяжеловодной  
реакторной технологии ..... 3

*Ю.В. Швыряев*

Современный подход к методологии вероятностного анализа  
безопасности атомных станций ..... 17

*А.А. Абакумов, А.А. Абакумов (мл.), Е.А. Касатов*

Магнитный контроль трубопроводов технического водоснабжения АЭС ..... 25

*А.И. Трофимов, М.А. Трофимов, В.В. Худаско*

Анализ распределения температуры во фронте ударной волны в металлах ..... 32

*О.Л. Ташлыков, С.Е. Щекlein, Н.И. Маркелов*

Математическое моделирование дозовых полей при планировании  
облучения ремонтного персонала ..... 39

*С.Е. Щекlein, О.Л. Ташлыков, Н.И. Маркелов*

Радиационный фактор в проблеме повышения коэффициента  
использования установленной мощности АЭС ..... 45

*В.И. Диценко, Б.И. Яцало, Г.Я. Брук, В.Ю. Голиков*

Анализ структуры доз облучения населения радиоактивно загрязненных  
территорий с использованием многоуровневых адаптивных моделей  
оценки доз ..... 54

*Д.Ю. Кремленков, М.Ю. Кремленков*

Оценка экологического риска для наземных экосистем  
при гипотетических авариях на АЭС ..... 61

*А.М. Загребаев, Н.В. Овсянникова, А.Е. Артемьев, Н.И. Миронов*

Математическое обеспечение идентификации расхода теплоносителя  
в топливном канале реактора РБМК на основе информации об азотной  
активности ..... 69

*В.С. Окунев*

Особенности развития аварийных ситуаций в реакторах типа БН  
большой мощности с нетрадиционной формой активной зоны ..... 77

*О.В. Маслов, С.Г. Олейник, М.В. Максимов*

Анализ возможностей применения однотипных технических средств  
и методического обеспечения для контроля состояния ядерного топлива  
и ядерных материалов в реальном времени ..... 87

*А.Е. Синцов, В.А. Апсэ, А.Н. Шмелев*

Некоторые особенности сжигания кюриевой фракции младших  
актинидов в нейтронном поле ..... 98

*В.С. Гольба, А.С. Шелегов*

Внешняя задача применительно к методике точечного источника тепла  
для решения сопряженной задачи теплообмена в сборках стержневых  
твэлов ..... 107

*Ю.Н. Корниенко*

Выход и обобщение форм-факторов квазиодномерных моделей  
коэффициентов пристенного трения, тепло- и массообмена  
неоднородных потоков. Каналы кольцевой геометрии ..... 113

## CONTENTS

<b>CURRENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING</b>	<i>V.V. Petrunin</i> Industrial Heavy-Water Reactor Technology Creation Experience and Development Prospects.....3
<b>SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP</b>	<i>Yu.V. Shvyryaev</i> The Modern Approach to Methodology of Probabilistic Safety Analysis.....17 <i>A.A. Abakumov, A.A. Abakumov (junior), E.A. Kasatov</i> Magnetic Inspection of Pipelines in Industrial Water-Supply of NPPs.....25 <i>A.I. Trofimov, M.A. Trofimov, V.V. Hudasko</i> The Analysis of Temperature Distribution in Front of a Shock Wave in Metals.....32 <i>O.L.Tashlykov, S.Ye. Sheklein, N.I. Markelov</i> Mathematical Simulation of Dose Fields in the Planning of Repair Stuff Irradiation.....39 <i>S.Ye. Sheklein, O.L. Tashlykov, N.I. Markelov</i> Radiation Factor in the Problem of APR Use Ratio Improvement.....45
<b>ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING</b>	<i>V.I. Didenko, B.I. Yatsalo, G.Y. Bruk, V.Yu. Golikov</i> Dose Analysis for the Population of Radioactive Contaminated Territories with the Use of Multilevel Adaptive Dose Models.....54 <i>D.Y. Kremlenkov, M.Y. Kremlenkov</i> The Estimate of Ecological Risk for Ground Ecosystems in Case of Nuclear Power Plant Failures.....61
<b>REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY</b>	<i>A.M. Zagrebayev, N.V. Ovsyannikova, A.Y. Artemiev, N.I. Mironov</i> Mathematical Equipment for Flow Rate Identification in the Fuel Channels of RBMK-Reactor Based on Nitrogen Activity Data.....69 <i>V.S. Okunev</i> Peculiarities of Realization of the Abnormal Events in Large Power BN-type Reactors with Non-traditional Form of Core.....77
<b>FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT</b>	<i>O.V. Maslov, M.V. Maximov, S.G. Oleynik</i> The Analysis of Possibilities to Use Single-Type Hardware and Methodology for Real Time Monitoring of Nuclear Fuel and Nuclear Materials Condition.....87 <i>A.E. Sintsov, V.A. Apse, A.N. Shmelev</i> Some Features of Burn-up of Curium Fraction from Minor Actinides in Neutron Field.....98
<b>THERMAL PHYSICS AND HEAT HYDRAULICS</b>	<i>V.S. Golba, A.S. Shelegov</i> External Problem with Reference to a Technique of a Local Heat Source for the Calculation of the Conjugated Heat Transfer Problem in Fuel Rods Assemblies.....107 <i>Yu.N. Kornienko</i> Derivation and Generalization of the Form-Factors for Quasi-one-dimension Models of Wall Friction, Heat- and Mass Transfer Coefficients in Non-homogeneous Coolant Flow. Channels of Annular Geometry.....113

# ОПЫТ СОЗДАНИЯ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ПРОМЫШЛЕННОЙ ТЯЖЕЛОВОДНОЙ РЕАКТОРНОЙ ТЕХНОЛОГИИ

**В.В. Петрунин**

ГУП ОКБМ, г. Нижний Новгород



В статье представлена эволюция развития тяжеловодной реакторной технологии. Изложены особенности конструкции промышленных тяжеловодных реакторов и этапы внедрения производства радиоактивных изотопов на реакторе Л-2. Представлена концепция нового тяжеловодного промышленного реактора. Выполнен анализ экономической эффективности создания нового ТВР. Проведен многовариантный расчет экономики ТВР по общероссийской методологии с использованием аттестованной программы ТЭО-ИНВЕСТ, разработанной ИПУ-РАН. Результаты расчетов позволили сделать вывод о том, что при текущем уровне мировых цен на изотопную продукцию инвестиционный проект нового ТВР имеет высокие показатели доходности и окупаемости.

## ВВЕДЕНИЕ

Создание промышленных тяжеловодных реакторов (ТВР) было вызвано необходимостью их использования для получения делящихся оружейных материалов, поскольку свойства тяжелой воды как наиболее эффективного замедлителя нейтронов позволяют обеспечивать более высокие, по сравнению с другими типами реакторов, накопления кондиционного плутония на единицу выгружаемого топлива. Так, по сравнению с уран-графитовыми реакторами, для получения одинакового количества Pu-239 при той же мощности требуется почти в 10 раз меньше U-235, количество же тяжелой воды, необходимой для поддержания цепной реакции деления, в 60 раз меньше, чем сверхчистого графита. Кроме того, тяжелая вода обладает хорошими теплофизическими свойствами, что позволяет использовать ее одновременно в качестве замедлителя нейтронов и теплоносителя для съема тепловыделений с твэлов в активной зоне реакторов.

Первый исследовательский реактор на естественном металлическом U-235 с тяжелой водой в качестве замедлителя нейтронов был пущен в США в 1944 г. Массовое сооружение промышленных тяжеловодных реакторов началось в 1953-1955 гг., их общая характеристика представлена в табл. 1 [1].

Работы над созданием и освоением промышленных тяжеловодных реакторов в России проводились параллельно с аналогичными работами в США.

Первый исследовательский тяжеловодный реактор был спроектирован в ОКБ "Гидропресс" в 1947 г., а в апреле 1949 г. на территории ИТЭФ был произведен его пуск. Научное руководство при разработке и создании тяжеловодных реакто-

Таблица 1

**Промышленные тяжеловодные реакторы США**

№	Реактор	Год пуска	Год останова	Срок эксплуатации	Место расположения
1	R	1953	1964	11	Саванна-Ривер
2	P	1954	1988	34	
3	L	1954	1968 Реконструирован в 1985-88 гг.	29	
4	K	1954	1988	34	
5	C	1955	1987	32	

ров осуществлялось ГНЦ ИТЭФ. Главным конструктором всех последующих исследовательских и промышленных тяжеловодных реакторов, построенных в России и за рубежом является ГУП ОКБМ им. И.И. Африкантова. Общая характеристика этих реакторов представлена в табл. 2.

Таблица 2

**Промышленные тяжеловодные реакторы, спроектированные в России**

№	Реактор	Год ввода в эксплуатацию	Год останова	Срок эксплуатации	Место расположения
1	ОК-180	1951	1965	14	ФГУП ПО "Маяк" г.Озерск
2	ОК-190	1955	1965	10	
3	ОК-190М	1966	1986	20	
4	Л-2	1988	Работает	14	
5	ОК-187	1957	1986	29	ИТЭФ г.Москва
6	ОК-177	1958	Модернизирован		Китай
7	ОК-177Ю	1959	1987	28	Югославия, г.Винча

При создании и эксплуатации промышленных тяжеловодных реакторов проведен большой комплекс научно-исследовательских, опытно-конструкторских и технологических работ, в результате чего была разработана и освоена надежная реакторная технология, которая с успехом может быть применима к производству как оружейных, так и широчайшего спектра "коммерческих" радиоактивных изотопов.

**ОСОБЕННОСТИ КОНСТРУКЦИИ РОССИЙСКИХ ПРОМЫШЛЕННЫХ ТЯЖЕЛОВОДНЫХ РЕАКТОРОВ**

Конструктивные особенности промышленных тяжеловодных реакторов определяются специфическими требованиями к режимам его работы, которые должны обеспечивать эффективную наработку в активной зоне оружейных материалов, и уникальными свойствами тяжелой воды, позволяющими реализовать в этих реакторах:

- минимальную критическую массу, т.к. тяжелая вода (окись дейтерия), являясь хорошим замедлителем нейтронов и имея минимальное паразитное сечение поглощения нейтронов (5 миллибарн), позволяет увеличить эффективность использования загружаемого топлива, в качестве которого возможно применение как обогащенного, так и природного урана;

- возможность изменения в широких масштабах состава и композиции активной зоны с организацией большого тяжеловодного отражателя и больших облучаемых объемов. В силу большой диффузационной длины пробега нейтронов в тяжелой воде – 147 см (2,7 см в  $H_2O$ ), последнее свойство присуще только тяжеловодным реакторам;
- возможность гибкого управления нейтронным потоком (общим и локальным) с целью обеспечения возможности производства радиоизотопов со сверхвысокими удельными активностями и выпуска необходимого количества изотопов в сроки, наиболее благоприятные с точки зрения конъюнктуры рынка;
- возможность изменения в широком диапазоне (от 0,1 до 0,01) жесткости нейтронного спектра (отношение макросечения поглощения к макросечению замедления), обеспечивает необходимое качество производимых изотопов и новых делящихся материалов;
- отрицательные эффекты реактивности, обеспечивающие реактору высокий уровень безопасности.

Тяжеловодный реактор представляет собой сложное инженерное сооружение со многими специфическими особенностями и значительным количеством нестандартного оборудования. К конструкции реактора предъявляются повышенные требования по герметичности контура и исключению потерь тяжелой воды при проведении технологических операций. Вследствие низких параметров теплоносителя (давление менее 0,5 МПа, температура менее 100°C) тяжеловодным реакторам присущи:

- отсутствие необходимости мощных корпусов реактора и оборудования высокого давления, а, следовательно, более простое, как в изготовлении, так и в обслуживании, и более надежное оборудование теплообменных контуров;
- возможность перегрузки изотопных каналов на мощности;
- низкий уровень температуры топлива в условиях нормальной эксплуатации и малые перепады температуры в твэле. Применение дисперсионной топливной композиции обеспечивает хорошую теплопроводность топливного слоя. При этом обеспечивается удержание продуктов деления в топливном материале, как в условиях нормальной эксплуатации, так и при авариях, включая запроектные;
- большая теплоаккумулирующая способность активной зоны, масса воды на единицу мощности относительно велика;
- возможность применения в качестве конструкционных материалов низкопоглощающих и малоактивируемых алюминиевых сплавов;
- малая вероятность разгерметизации или разрушения оборудования с потерей теплоносителя.

Одноцелевое использование реакторов исключает зависимость от конечного потребителя электроэнергии, что значительно снижает количество переходных режимов и положительно оказывается на сроке службы оборудования.

Промышленные реакторы ОК-180, ОК-190, ОК-190М – однотипные корпусные канальные реакторы с тяжеловодным теплоносителем и замедлителем [2]. Корпуса первых промышленных тяжеловодных реакторов (внешний и внутренний) были выполнены из алюминиевого сплава Сав2. Реакторы имели нижний подвод и отвод теплоносителя. Для удаления и сжигания, образующейся при радиолизе теплоносителя «грямущей смеси», предусматривался газовый контур. Основные узлы и детали технологических каналов выполнены также из алюминиевых сплавов, которые в целях защиты от коррозии анодированы. Конструкция технологического канала имела устройства контроля температуры теплоносителя на изливе из каналов, контроля расхода теплоносителя через канал и регулирования расхода

теплоносителя. Выгрузка твэлов производилась через нижний наконечник канала в полость напорной камеры, откуда гидротранспортом доставлялась к месту последующей выдержки.

Причина вывода этих реакторов из эксплуатации была обусловлена возникновением течи корпуса в районе сливных патрубков из-за высоких температурных напряжений в материале патрубков из-за разности температур входа-выхода. В сочетании с невысокими механическими свойствами материалов корпусных конструкций – алюминиевых сплавов, температурные напряжения привели к возникновению трещин в корпусе и течи теплоносителя. Вылившаяся теплоноситель собирался существующими дренажными системами и возвращался в контур. Также существенным недостатком конструкции этих реакторов, как показал опыт их эксплуатации, явился механизм нижней разгрузки каналов с помощью системы гидротранспорта. Периодически во время перегрузки происходило заклинивание механизма рабочими блоками. Тем не менее, первые тяжеловодные реакторы полностью выполнили поставленную задачу. Они обеспечили страну необходимым сырьем и послужили основой для разработки и строительства следующего тяжеловодного реактора Л-2, который был пущен в 1988 г.

Учитывая опыт эксплуатации ОК-180, ОК-190 и ОК-190М, при проектировании реактора Л-2 в его конструкцию было внесено много серьезных изменений. Принципиальными были: замена материала корпуса реактора на нержавеющую сталь, введение верхней перегрузки каналов, замена водяной защиты на графитобетон. Промышленный тяжеловодный реактор Л-2 – корпусной канальный с тяжеловодным замедлителем, отражателем и теплоносителем (рис. 1).

Установка состоит из четырех циркуляционных петель теплообмена, объединенных разделительной камерой. В составе контуров в большей части использовано

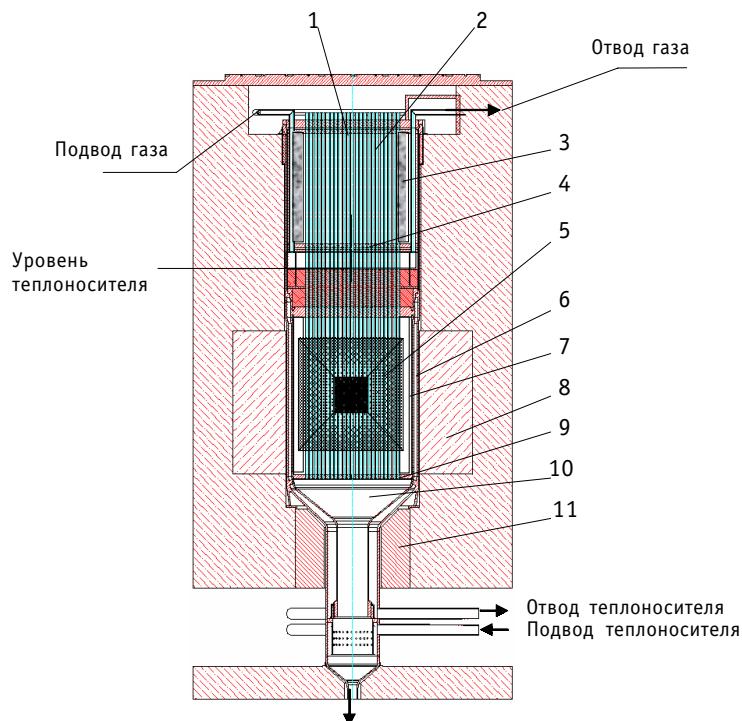


Рис. 1. Реактор Л-2: 1 – плита верхняя; 2 – каналы; 3 – защита верхняя; 4 – гидрозатвор; 5 – зона активная; 6 – корпус наружный; 7 – корпус внутренний; 8 – боковая защита (графитобетон); 9 – плита нижняя; 10 – напорная камера; 11 – защита нижняя

основное оборудование реактора ОК-190М. Первый контур – замкнутый, с теплоносителем D<sub>2</sub>O, второй – разомкнутый, теплоносителем в нем является озерная вода, сбрасываемая после нагрева в теплообменниках обратно в озеро. Для удаления образующейся во время работы реактора "гримучей" смеси (D<sub>2</sub> + O<sub>2</sub>) и паров теплоносителя организована продувка воздуха полости над уровнем теплоносителя системами «чистого» и «грязного» газов. Непосредственно над зеркалом воды располагается зона "грязного" газа, между пробкой и крышкой реактора – зона "чистого" газа. Наличие зоны "чистого" газа смягчает радиационную обстановку в центральном зале и позволяет производить перегрузку каналов на работающем реакторе. В вертикально расположенных каналах, закрепленных на крышке реактора, размещаются ТВС, датчики внутриреакторного контроля, стержни СУЗ, изотопные блоки и организуется их эффективное охлаждение. Внутренний корпус разделяет потоки теплоносителя, поступающего и сливающегося из реактора, а также фиксацию в плитах (верхней и нижней) составных частей активной зоны от перемещений. Активную зону образуют ТВС, расположенные в технологических каналах, в качестве поглотителя в изотопные каналы устанавливаются кобальтовые и иридиевые блоки. За активной зоной расположен радиальный отражатель, формируемый слоем замедлителя. В радиальном отражателе установлены каналы с изотопными блоками. Подвод и отвод теплоносителя из реактора осуществляется в нижней части корпуса через разделительную камеру. Нижняя часть разделительной камеры соединена с системой шламоудаления, предназначеннной для удаления просыпи блоков и их частей из реактора, а также для продувки нижней части реактора во избежание скапливания в разделительной камере шлама. Перегрузка реактора осуществляется на остановленном реакторе выгрузкой каналов, а выгрузка изотопных каналов (шампуром и пеналом с изотопной продукцией) – на полной мощности через верх реактора. Возможно осуществление выгрузки технологических каналов при работе реактора на пониженной мощности (в случае аварийной ситуации).

## ПРОИЗВОДСТВО РАДИОИЗОТОПОВ НА РЕАКТОРЕ Л-2

Начавшийся во второй половине 80-х гг. процесс разоружения и подписание соответствующих соглашений между правительствами России и США привел к остановке всех проточных промышленных уран-графитовых реакторов, в том числе реакторов АВ-1, АВ-2, АВ-3 на ПО «Маяк», на которых осуществлялась попутная наработка изотопов. Были остановлены многие исследовательские реакторы, выработавшие свой ресурс, где также нарабатывались изотопы. Возник острый дефицит радиоактивных изотопов. Перед разработчиками и эксплуатационниками была поставлена уникальная задача – в кратчайшие сроки разработать и организовать на реакторе Л-2 производство радиоактивных изотопов и радиоактивных источников. Эта задача потребовала проведения большого объема научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по обоснованию нейтронно-физических и теплогидравлических параметров активной зоны, разработки конструкции новых изотопных каналов и блоков с различными облучаемыми веществами, отработки новых режимов работы реактора, обоснования безопасности реактора в этих новых режимах и проведения технико-экономических исследований [3]. Реактор Л-2 обладает рядом присущих тяжеловодным реакторам свойств – достаточно высокий поток тепловых нейтронов –  $10^{14} \text{ см}^{-2}\times\text{с}^{-1}$ , большой облучаемый объем (радиальный отражатель – объем ~9,5 м<sup>3</sup>, ширина ~300 мм), высокий коэффициент использования нейтронов (коэффициент конверсии X ~ 0,9-1 в начале кампании, ~ 0,6-0,7 в конце). Эти свойства позволили нарабатывать широкий

Таблица 3

**Перечень радионуклидов, которые могут нарабатываться в реакторе Л-2**

"Порошковые" нуклиды	"Цикловые" нуклиды			Радионуклиды
<sup>65</sup> Zn	<sup>32</sup> P	<sup>86</sup> Rb	<sup>141</sup> Ce	<sup>60</sup> Co
<sup>75</sup> Se	<sup>35</sup> S	<sup>89</sup> Sr	<sup>147</sup> Nd	<sup>95</sup> Zr + <sup>95</sup> Nb
<sup>110</sup> Ag	<sup>45</sup> Ca	<sup>111</sup> Ag	<sup>153</sup> Gd	<sup>103</sup> Ru + <sup>103m</sup> Rh
<sup>124</sup> Sb	<sup>46</sup> Sc	<sup>113</sup> Sn	<sup>160</sup> Tb	<sup>131</sup> Ba
<sup>134</sup> Cs	<sup>51</sup> Cr	<sup>114</sup> In	<sup>169</sup> Er	<sup>133</sup> Ba
<sup>152</sup> Eu	<sup>55</sup> Fe	<sup>115m</sup> Cd	<sup>169</sup> Yb	<sup>210</sup> Bi
<sup>170</sup> Tm	<sup>59</sup> Fe	<sup>123</sup> Sn	<sup>175</sup> Hf	
<sup>192</sup> Ir (порошок)	<sup>63</sup> Ni	<sup>125m</sup> Te	<sup>182</sup> Ta	
<sup>204</sup> Tl	<sup>71</sup> Ge	<sup>127m</sup> Te	<sup>185</sup> W	
	<sup>85</sup> Sr	<sup>131</sup> I	<sup>191</sup> Os	

спектр радиоизотопов на реакторе Л-2 (см. табл. 3). Общее количество изготавливаемых и облучаемых в реакторе различных изотопных блоков около 5000 шт. в год. При наличии соответствующего заказа на реакторе Л-2 возможна организация наработки легированного кремния.

Для сравнения следует сказать, что в настоящее время существует порядка 2000 радиоактивных нуклидов, из них только 70 – природные, остальные – искусственные. По своим ядерно-физическим свойствам 300 радиоактивных нуклидов находят применение в различных сферах деятельности. Из них в России и за рубежом выпускаются, в основном, 160 радиоактивных нуклидов 80-ти химических элементов. Области применения радиоактивных нуклидов отражены в табл. 4.

Ввиду сложности и большого объема работ, разработка и внедрение новых

Таблица 4

**Применение радиоактивных нуклидов**

Область применения		Радиоактивные нуклиды
Промышленность	Контрольно-измерительная техника	Гамма-источники <sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs, <sup>241</sup> Am Бета-источники <sup>147</sup> Pm, <sup>85</sup> Kr, <sup>90</sup> Sr Нейтронные источники <sup>241</sup> Am-Be, <sup>226</sup> Ra-Be, <sup>252</sup> Cf
	Облучательная техника, индикация	<sup>192</sup> Ir, <sup>140</sup> La, <sup>51</sup> Cr, <sup>198</sup> Au, <sup>131</sup> I, <sup>60</sup> Co, <sup>35</sup> S, <sup>59</sup> Fe, <sup>32</sup> P, <sup>24</sup> Na, <sup>82</sup> Br
	Радиоактивные источники излучения	<sup>60</sup> Co, <sup>192</sup> Ir, <sup>157</sup> Cs, <sup>85</sup> Kr, <sup>238</sup> Pu, <sup>241</sup> Am, <sup>244</sup> Cm, <sup>237</sup> Np, <sup>252</sup> Cf
Сельское хозяйство		<sup>3</sup> H, <sup>14</sup> C, <sup>32</sup> P, <sup>35</sup> S, <sup>131</sup> I
Физико-химическая биология		Наиболее применение нашли меченные <sup>3</sup> H, <sup>14</sup> C, <sup>35</sup> S, <sup>32</sup> P соединения
Медицина		Реакторные (период полураспада) – <sup>99m</sup> Tc (6,02 ч), <sup>113m</sup> In (1,7 ч), <sup>133</sup> Xe (5,25 сут), <sup>58</sup> Co (71 сут), <sup>131</sup> I (8,06 сут), <sup>125</sup> I (60,0 сут), <sup>198</sup> Au (2,7 сут)
		Циклотронные (период полураспада) – <sup>123</sup> I (13 ч), <sup>201</sup> Tl (70,0 ч), <sup>11</sup> C (20,4 мин), <sup>13</sup> N (10 мин), <sup>15</sup> O (2,05 мин), <sup>18</sup> F (109,7 мин).
		Генераторные системы – <sup>68</sup> Ge- <sup>68</sup> Ga, <sup>81</sup> Rb- <sup>81</sup> Kr, <sup>82</sup> Sr- <sup>82</sup> Rb, <sup>87</sup> Y- <sup>87m</sup> Sr, <sup>137</sup> Cs- <sup>137m</sup> Ba, <sup>191</sup> Os- <sup>191m</sup> Ir

режимов работы реактора Л-2 осуществлялась в несколько временных этапов [4]:

- в 1990-1992 гг. освоен режим массовой наработки кобальта-60 в количестве 10 МКи/год;
- в 1992-1994 гг. разработаны и внедрены режимы наработки радионуклидов в зоне бокового отражателя реактора;
- в 1994-1996 гг. разработаны и внедрены высокопоточные полиячейки ("ловушки" нейtronов) для наработки радионуклидов с высокой удельной активностью (иридий-192, кобальт-60);
- в 1996-2002 гг. проведено усовершенствование режимов работы, производительность по кобальту-60 доведена до 13,7 МКи/год с удельной активностью 100-130 Ки/год; в настоящее время выполнены проработки увеличения производительности по кобальту-60 до 18 МКи/год, что позволит обеспечить практические потребности в изотопах внутреннего рынка России и до 20% потребностей внешнего рынка.

Благодаря наращиванию выпуска изотопной продукции и тенденциям роста рыночных цен на нее создаются условия для рентабельной эксплуатации реактора Л-2.

## **КОНЦЕПЦИЯ ИЗОТОПНО-ПРОМЫШЛЕННОГО РЕАКТОРА И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ТЯЖЕЛОВОДНОЙ ТЕХНОЛОГИИ**

Эксперты МАГАТЭ прогнозируют, что устойчивое снабжение растущего мирового рынка изотопами станет одним из приоритетных направлений развития ядерных технологий XXI в. [5]. Исходя из этого, целесообразно создание изотопно-промышленного ТВР с улучшенными технико-экономическими показателями и повышенными характеристиками безопасности [6].

При разработке ТВР реализуются такие принципы, как совершенствование конструкции, развитие свойств внутренней самозащищенности и использование пассивных систем безопасности, экономическая эффективность.

Изотопно-промышленный ТВР предназначен для производства практически любых известных радиоизотопов (специального, промышленного и медицинского назначения) с требуемыми удельными активностями (включая сверхвысокие), радиационного легирования материалов и наработка новых делящихся изотопов. Возможна реализация, наряду с обычным режимом работы, и высокопоточного режима (на уровне  $2\ldots5 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}\times\text{с}^{-1}$ ), достигаемого за счет изменения состава и композиции активной зоны в целом или локально, с образованием "нейтронных ловушек". В этом режиме возможна наработка трансплутониевых элементов (главным образом, Cf<sup>252</sup>) и трансмутация продуктов деления и младших актинидов. По одному из основных радиоизотопов – <sup>60</sup>Со – производительность может достигать 40 МКи/год.

Учитывая высокую тепловую мощность реактора, рассматривается возможность практического использования вырабатываемого тепла для нужд самой реакторной установки и других потребителей (обогрев, получение электрической энергии и т.п.). Для утилизации вырабатываемого низкопотенциального тепла (менее 1000°C) возможно использование теплонасосных установок с использованием хладагента, например, фреона, циркулирующего через промежуточный теплообменник между 2 и 3 контурами.

## **АПРОБИРОВАННОСТЬ ТЕХНИЧЕСКИХ РЕШЕНИЙ**

В конструкции ТВР на базе многолетнего опыта проектирования и эксплуатации как промышленных тяжеловодных, так и другого типа реакторов (ВВЭР, АСТ, БН) применены простые, апробированные ранее конструктивные решения:

## АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

- корпусной реактор со свободным уровнем теплоносителя и газовой зоной, играющей роль компенсатора объема, с вертикально расположенными каналами, доступными для загрузки и выгрузки элементов активной зоны из центрального зала;
- петлевая компоновка РУ (рис. 2) с регулируемыми параметрами ГЦН, упрощающая монтаж оборудования, его осмотр и возможную замену, и позволяющая менять мощность реактора в зависимости от конкретного режима работы с целью обеспечения максимальной экономичности РУ;
- составные части активной зоны (ТВС, изотопные блоки, стержни СУЗ) заимствованные и апробированные многолетней безаварийной эксплуатацией на реакторе Л-2;
- исполнительные механизмы СУЗ реечного типа, обеспечивающие жесткую связь со стержнем СУЗ;
- САОР – петля аварийного охлаждения реактора, баки запаса технической воды (рис.3);
- газовый контур циркуляции, системы водоочистки, депротизации и детритизации для поддержания заданного состояния водно-химического и газового режимов;
- наличие перегрузочного комплекса типа РБМК.

Использование в максимальной степени апробированных технических решений, исключает необходимость выполнения широкомасштабных НИР, требуется ОКР по отработке отдельного оборудования, имеющего свои особенности, – перегрузочной машины, петли аварийного расходления.

### ПОКАЗАТЕЛИ НАДЕЖНОСТИ

Назначенный срок службы несъемного оборудования 60 лет, который обеспечен для корпусных конструкций реактора низкими параметрами теплоносителя и низким флюенсом нейтронов. В высокопоточном режиме работы флюенс за время эксплуатации не превысит нормируемых значений  $10^{22} \text{ м}^{-2}$ .

Назначенный срок службы теплообменников и ГЦН, выполненных из нержавеющих сплавов, составляет 30 лет, что подтверждено сроком их эксплуатации в составе нескольких выведенных из эксплуатации промышленных реакторов. На-

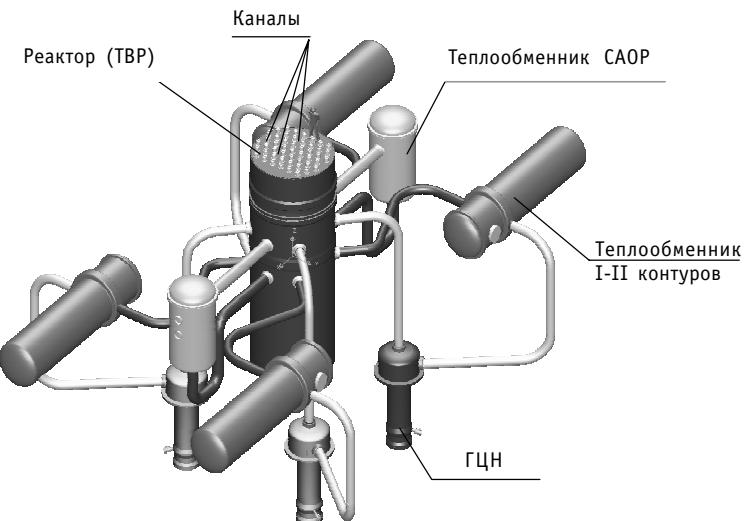


Рис. 2. Компоновка промышленной тяжеловодной реакторной установки

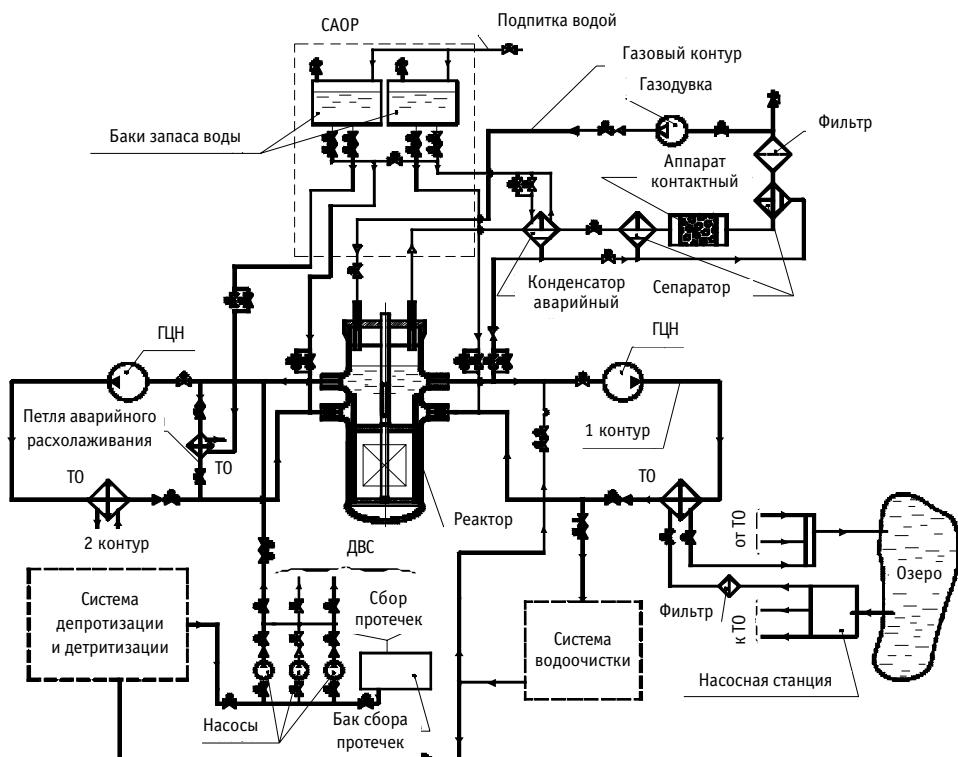


Рис. 3. Принципиальная схема промышленной тяжеловодной реакторной установки

дежность приводов СУЗ речного типа подтверждена многолетним опытом эксплуатации установок ВВЭР-440 в течение 25 лет (с 1972 г.). Такие механизмы успешно эксплуатируются в реакторах на быстрых нейтронах: БН-350 с 1971 г. (наработка 162690 ч), а также на БН-600 с 1980 г. (наработка 116000 ч).

## ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ

Безопасность обеспечивается за счет реализации принципа глубоко эшелонированной защиты, предусматривающего применение системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности, а также по защите персонала, населения и окружающей среды.

Разработка нового ТВР осуществляется в соответствии с требованиями действующих в России федеральных законов, правил и норм по безопасности для атомных станций, требованиям отечественных и зарубежных эксплуатирующих организаций к усовершенствованным ядерным установкам.

Высокий уровень безопасности реакторной установки обеспечивается свойствами внутренней самозащищенности, направленными на самоограничение энерговыделений и самоглушение реактора, скорости разогрева, масштабов разгерметизации первого контура, сохранение целостности корпуса реактора, включая:

- отрицательные коэффициенты реактивности;
- меньшую (~30 кВт/л) по сравнению с легководными реакторами типа ВВЭР (80-110 кВт/л) энергонапряженность активной зоны;
- низкие параметры (давление и температура менее 2МПа и 100°C) теплоносителя 1 контура, значительно снижающие возможность его разгерметизации по

## АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

сравнению с энергетическими реакторами.

Меньшая энергонапряженность активной зоны приводит к повышению надежности элементов а.з., к возможности использовать в качестве конструкционных материалов тзволов и каналов алюминиевые сплавы, которые обладают хорошими теплофизическими свойствами, а после эксплуатации – значительно меньшей остаточной активностью, чем нержавеющие и циркониевые сплавы.

Внутренняя самозащищенность реакторной установки обусловлена также техническими решениями, обеспечивающими устойчивость реактора к всевозможным возмущениям, в том числе ошибкам персонала и действиям диверсионного характера:

- расположение патрубков подачи и отвода теплоносителя выше активной зоны совместно с мерами, предотвращающими сифонный эффект (установка на патрубках сужающих устройств и предохранительного клапана, срабатывающего при снижении давления в контуре ниже атмосферного и прерывающего сифонный эффект), исключают потерю замедлителя и теплоносителя из объема активной зоны при разгерметизации трубопроводов и оборудования;
- применение ТВС в виде дисперсионной топливной композиции на основе алюминиевой матрицы с расположенными в ней частицами двуокиси урана;
- петли аварийного охлаждения реактора обеспечивают снятие остаточных энерговыделений без превышения проектных температур элементов активной зоны за счет естественной циркуляции;
- расположение дроссельной плиты ниже активной зоны, а также применение исполнительных механизмов электромеханического типа, где обеспечивается жесткая связь со стержнем СУЗ, исключают самопроизвольное удаление из активной зоны топливного, изотопного каналов и стержней СУЗ;
- для исключения ошибки при перегрузке – установка ТВС взамен поглотителя, внутренний диаметр изотопных каналов выполнен меньшим, чем у технологических каналов;
- реализация в реакторе дополнительного (резервного) канала системы аварийной защиты, обеспечивающего введение в активную зону поглощающего материала карбида бора естественного (в специально выделенные для этой цели сухие каналы). Для обеспечения эффективности этой системы (~2 – 3% Δκ/κ) потребуется выделение 6 – 9-ти каналов.

Для выполнения требуемых функций в составе РУ, наряду с активными системами, предусмотрены пассивные системы безопасности:

- САОР – подача воды на аварийные теплообменники или непосредственно в реактор самотеком из баков запаса технической воды, петли естественной циркуляции;
- СУЗ – падение стержней СУЗ при обесточивании или поглощающего материала из карбида бора под собственным весом.

Условия эксплуатации реактора обеспечивают предотвращение объемного газовыделения, накопления дейтерия в газовых средах реактора и технологических помещениях, предотвращение или минимизацию образования в газовой среде реактора окислительных продуктов.

Эти условия обеспечиваются ведением заданного водно-химического режима, который

- обеспечивает непревышение заданных пределов по коррозионно-агрессивным примесям;
- предотвращает образование отложений продуктов коррозии на внутренних поверхностях 1-го контура;

- способствует надежному и интенсивному теплообмену;
- поддерживает минимальный уровень радиоактивности тяжеловодной среды, трубопроводов и оборудования.

В состав систем, обеспечивающих заданные показатели состояния водно-химического режима первого контура, входят системы водоочистки, детритизации и депротизации тяжелой воды.

Ввиду отсутствия в России промышленного производства в необходимых объемах тяжелой воды предполагается для изотопно-промышленного ТВР использовать имеющуюся тяжелую воду, очищенную от трития. Для этого создается установка необходимой мощности по разделению изотопов водорода с использованием новой технологии разделения в системе вода-водород на базе гидрофобных катализаторов, которая будет использоваться для очистки тяжелой воды от трития.

Для очистки газовой полости реактора от водорода, выделяющегося при радиолизе теплоносителя, предусмотрен газовый контур циркуляции с сжиганием "гречумчей смеси" в каталитическом дожигателе.

Для предотвращения или ограничения распространения выделяющихся при авариях радиоактивных веществ предусматривается герметичное ограждение (контейнер), внутри которого расположены реактор, оборудование и системы с радиоактивным теплоносителем. Надежность удержания радиоактивных продуктов в пределах герметичного ограждения обеспечивается установленным уровнем герметичности контейнера, поддержанием разрежения в помещениях с основным оборудованием и очисткой вентилируемого воздуха системой вентиляции.

## **ЭКОНОМИЧЕСКАЯ ЭФФЕКТИВНОСТЬ ИЗОТОПНО-ПРОМЫШЛЕННОГО РЕАКТОРА**

Коммерческий эффект от эксплуатации тяжеловодных промышленных реакторов может быть получен при выполнении следующих условий:

- наличие спроса на коммерческую изотопную продукцию на внутреннем и внешнем рынках;
- соответствие качества изотопной продукции и условий ее поставки требованиям потребителя;
- эксплуатационные издержки, определяющие себестоимость продукции, формируются, исходя из рыночных цен на потребляемые ресурсы (в том числе урановое сырье, энергоресурсы, расходные материалы, водопотребление), а также с учетом требований действующего налогового законодательства;
- себестоимость производимой продукции заведомо ниже рыночных цен на нее, а объемы продаж таковы, что за счет выручки от продаж полностью покрываются издержки производства, налоги, не включаемые в себестоимость, и формируется чистая прибыль;
- окупаемость капитальных вложений в строительство объекта обеспечивается в сроки, удовлетворяющие инвестора.

Для нового проекта может быть применен подход, используемый в мировой практике и рекомендуемый для рассматриваемого случая общероссийской методической базой [7].

Эффективность проекта в целом определяется его потенциальной привлекательностью для всех участников (инвесторы, заказчик, предприятие, регион, бюджеты разных уровней и др.). Коммерческая эффективность проекта оценивается на основе анализа финансовых дисконтированных потоков на всем горизонте реализации проекта.

Таблица 5

**Результаты расчетов**

Наименование параметра	Величина			
1. Производительность по Со-60, МКи/год	40			
2. Норма дисконта, %	5			
3. Отпускная цена, \$/1Ку Со-60	0,9	1,3	1,5	2
4. Чистый дисконтированный доход за 30 лет, М\$	~90	~185	~260	~470
5. Дисконтированный срок окупаемости, лет	~20	~12,5	~10,5	~8
6. Доходы бюджета за 30 лет, М\$	~170	~380	~450	~620

Основными показателями коммерческой эффективности проекта являются: чистый дисконтированный доход (текущий, суммарный); срок окупаемости (простой, дисконтированный); индекс доходности инвестиций.

Капитальные затраты на строительство нового ТВР оценены на уровне 180 – 240 М\$, учитывая различные условия площадок возможного размещения.

При оценках (для упрощения) предполагалось, что строительство осуществляется за счет собственных средств Минатома, как заказчика и эксплуатирующей организации. Расчеты выполнены в ценах и условиях 2003 г. Тарифы на отпускаемую продукцию варьировались в диапазоне от действующих до прогнозных в ближайшей перспективе. Амортизация капитальных вложений и отчисления в ремонтный фонд по зданиям, сооружениям и оборудованию учитывались дифференцированно в соответствии с действующими нормативами. В числе эксплуатационных затрат учитывались затраты на обращение с РАО и ОЯТ и отчисления в фонд вывода объекта из эксплуатации.

Многовариантный расчет экономики ТВР проведен по общероссийской методологии с использованием аттестованной программы ТЭО-ИНВЕСТ, разработанной ИПУ РАН. Доходная часть формируется за счет продаж изотопной продукции, аналогично продажам тепловой и электрической энергии на АЭС. По прогнозным данным цена на изотопные источники может составлять (1,25 – 1.38) \$/Ку. На рис. 4 представлена зависимость накопленного сальдо (накопленного эффекта) от времени для первой половины службы объекта в диапазоне цен (0,9 – 1,3) \$/Ку. Результаты соответствующих расчетов сведены в табл. 5.

Из данных оценок следует, что при текущем уровне мировых цен на изотопную продукцию, инвестиционный проект ТВР имеет высокие показатели доходности и окупаемости. Прогнозируемое увеличение мировой цены на изотопную продукцию, обусловленное повышением спроса, позволяет дополнительно улучшить показатели проекта и повысить его устойчивость по отношению к финансовым рискам.

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Как показал многолетний опыт эксплуатации, ТВР имеют широкие возможности использования их в качестве наработчиков изотопной продукции, учитывая большие облучаемые объемы, возможность варьирования нейтронного потока в требуемом диапазоне, включая тепловой и быстрый спектры нейтронов.

При разработке и внедрении изотопных режимов выполнен большой объем научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по обоснованию нейтронно-физических и теплогидравлических параметров активной зоны, разработке конструкций новых изотопных каналов и блоков с различными облучаемыми веществами, обоснованию безопасности реактора в этих новых режимах, проведе-

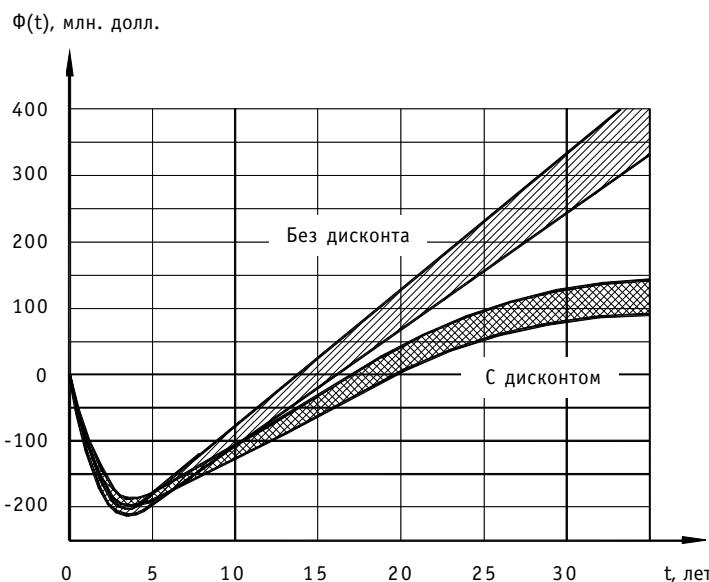


Рис. 4. Зависимость накопленного сальдо (эффекта) от времени для первой половины срока службы объекта

нию технико-экономических исследований.

Реактор Л-2 позволяет обеспечить практические потребности в изотопах внутреннего рынка России и поставки на экспорт. Общее количество изготавливаемых и облучаемых в реакторе различных изотопных блоков составляет около 5000 шт. в год.

Существующий режим эксплуатации реактора Л-2 при обоснованном увеличении производства изотопной продукции позволяет реализовать самоокупаемость объекта в рыночных условиях без дотаций.

Учитывая ограниченный срок эксплуатации реактора Л-2 и перспективность развивающегося рынка изотопов, целесообразно создание изотопно-промышленного ТВР с улучшенными технико-экономическими показателями и повышенными характеристиками безопасности.

Установка нового поколения является многоцелевой с точки зрения варьирования номенклатуры производимых на ней изотопов и новых делящихся материалов, обеспечивая необходимое их качество и количество в сроки, наиболее благоприятные с точки зрения конъюнктуры. При создании установки используется многолетний опыт проектирования и эксплуатации промышленных тяжеловодных реакторов, а также реакторов других типов, существующая экспериментальная база, отработанные технические решения. Проектные решения обеспечивают выполнение современных критериев и требований безопасности, развитие свойств самозащищенности РУ, применение и совершенствование пассивных систем безопасности, что позволяет обеспечить устойчивость реактора к внешним и внутренним воздействиям, ошибкам персонала и действиям диверсионного характера.

Приведенные экономические показатели изотопно-промышленного ТВР свидетельствуют о его экономической эффективности при коммерческом использовании, чистый дисконтированный доход уже за первую половину срока службы превысит (100 – 150) М\$ при существующих ценах на изотопную продукцию и до ~ 400М\$ при прогнозных ценах.

**Литература**

1. Production reactors: an outline overview 1944-1988, U.S. Department of energy, office of new production reactors, 1992.
2. Ажнин Е.И., Кодочигов Н.Г., Петрунин В.В., Соболев А.М. История и перспективы развития тяжеловодного направления реакторостроения в России//Сб.тр. Международной конф. «Электро-ядерные системы в перспективной ядерной энергетике» (Москва, 11-15 октября 1999 г.).
3. Киселев Г.В. Технология получения радиоактивных нуклидов в ядерных реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1990.
4. Шведов О.В., Герасимов А.С., Киселев Г.В., Селиверстов В.В., Петрунин В.В., Шидловский В.В. Тяжеловодные установки в России//Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2000. - №1.
5. Nuclear Technology Review – 2000, IAEA, 2002 (GOV/2002/7).
6. Кирюшин А.И., Ажнин Е.И., Петрунин В.В. и др. Концепция тяжеловодного изотопного реакторного поколения/Сб. докл. Международной конф. "Усовершенствованные тяжеловодные реакторы" (Москва, ИТЭФ, 18-20 ноября 1997 г.).
7. Методические рекомендации по оценке эффективности инвестиционных проектов. – М.: Экономика, 2000.

Поступила в редакцию 26.09.2003

# СОВРЕМЕННЫЙ ПОДХОД К МЕТОДОЛОГИИ ВЕРОЯТНОСТНОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ

**Ю.В. Швыряев**

*ФГУП «Атомэнергопроект», г. Москва*



В статье дается краткое описание методологии вероятностного анализа безопасности (ВАБ), которая применяется в настоящее время для решения вопросов по безопасности при проектировании и эксплуатации атомных станций (АС) с реакторами ВВЭР.

Методология ВАБ включает общую вероятностную модель, описывающую возникновение аварийных состояний АС с превышением установленных пределов аварийных последствий, номенклатуру вероятностных показателей безопасности (ВПБ), определение основных задач, методик, подходов, баз исходных данных и компьютерных программ, необходимых для разработки детальных вероятностных моделей для определения полного множества аварийных состояний и проведения количественных расчетов ВПБ и подход оценки уровня безопасности на основе результатов ВАБ.

## ВВЕДЕНИЕ

Атомные станции (АС) вследствие накопления в процессе эксплуатации значительных количеств радиоактивных продуктов и наличия принципиальной возможности выхода их при авариях за предусмотренные границы представляют собой источник потенциальной опасности или источник риска радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду. Степень радиационного риска прямо зависит от уровня безопасности АС, которая является одним из основных свойств АС, определяющих возможность их использования в качестве источников тепловой и электрической энергии.

В соответствии с «Общими положениями обеспечения безопасности атомных станций» ОПБ-88/97) [1] понятие (или термин) «Безопасность АС» определено как «свойство АС при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварии, ограничивать радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду установленными пределами».

На большинстве эксплуатируемых в настоящее время АС используются реакторы водо-водяного типа (ВВЭР, PWR). Как показывает мировой опыт, АС с такими реакторами представляют собой источники энергии, удовлетворяющие самым жестким экологическим требованиям в условиях их нормальной эксплуатации. Потенциальная опасность возникает при авариях, в процессе которых накопленные в тепловыделяющих элементах (твэлах) и теплоносителе 1-го контура радиоактивные продукты могут выходить за предусмотренные границы в количествах, превышающих установ-

ленные для нормальной эксплуатации пределы.

Аварии относятся к категории случайных событий, которые характеризуются размерами последствий и величинами вероятностей их реализации. Понятие аварии составляет фундаментальную основу безопасности, как внутреннего свойства АС, и определяет вероятностную природу этого свойства.

Вероятностная природа безопасности предопределяет использование вероятностных методов для проведения качественных и количественных оценок этого свойства.

АС представляют собой сложные человеко-машические системы, обладающие рядом специфических особенностей, наличие которых определяет необходимость разработки на основе использования методов теории вероятностей и теории надежности, специальной методологии для проведения комплексных исследований и оценки безопасности таких объектов. Такой методологией является методология вероятностного анализа безопасности (ВАБ), в которой учитываются все специфические особенности АС, включая многообразие эксплуатационных состояний АС, многообразие конфигураций или структур важных для безопасности систем, многообразие режимов их использования и проведения технического обслуживания и ремонтов, многообразие видов и последствий отказов систем, оборудования, элементов и ошибочных действий эксплуатационного персонала по влиянию их на возникновение исходных событий аварий и выполнение заданных функций безопасности.

Методология ВАБ включает общую вероятностную модель, описывающую возникновение аварийных состояний АС с превышением установленных пределов аварийных последствий, номенклатуру вероятностных показателей безопасности (ВПБ), определение основных задач, методик, подходов, баз исходных данных и компьютерных программ, необходимых для разработки детальных вероятностных моделей для определения полного множества аварийных состояний и проведения количественных расчетов ВПБ и методику оценки уровня безопасности на основе результатов ВАБ.

Ниже излагается современный подход к методологии ВАБ АС, который является развитием методологии, изложенной в работе [2].

## ОБЩАЯ ВЕРОЯТНОСТНАЯ МОДЕЛЬ АС

Общая вероятностная модель АС основывается на модели возникновения аварийных состояний АС с превышением установленных пределов аварийных последствий, в соответствии с которой отдельное аварийное состояние может возникнуть в интервале времени  $[t, t+dt]$  при эксплуатации АС с условием, если оно не возникло до момента времени  $t$  и на интервале времени  $dt$  возникает исходное событие и не выполняются предусмотренные функции безопасности. Следует отметить, что АС рассматривается как невосстанавливаемый объект по отношению к приведенным выше аварийным состояниям (например, аварии на АЭС Три-Майл-Айленд и Чернобыльской АЭС).

Вероятность возникновения аварийного состояния в интервале времени  $[t, t+dt]$  для отдельного ИС выражается следующей формулой:

$$dQ_{ij}(t,a) = \lambda_i(t) F_{ij}(t,t_p) P_{ij}(t) dt, \quad (1)$$

где  $\lambda_i(t)$  – интенсивность  $i$ -го ИС;  $F_{ij}(t)$  – вероятность невыполнения  $j$ -той функции безопасности при возникновении  $i$ -того ИС;  $P_{ij}(t,a)$  – вероятность того, что аварийное состояние не возникло до момента времени  $t$ .

Учитывая, что вероятность возникновения аварийного состояния,  $Q_{ij}(t)$  связана с  $P_{ij}(t)$  соотношением

$$Q_{ij}(t,a) = 1 - P_{ij}(t,a),$$

получим

$$\frac{dP_{ij}(t,a)}{P_{ij}(t,a)} = -\lambda_i(t)F_{ij}(t)dt. \quad (2)$$

Интегрируя выражение (2), на рассматриваемом интервале времени эксплуатации  $[0, T]$ , получим:

$$P_{ij}(T,a) = e^{-\int_0^T \lambda_i(t)F_{ij}(t)dt}. \quad (3)$$

Разлагая экспоненту в ряд Тейлора и ограничиваясь первым членом разложения, получим из (3) выражение для расчета вероятности возникновения аварийных состояний АС с определенным видом и размером аварийных последствий при  $i$ -том ИС в результате невыполнения  $j$ -той функции безопасности в виде:

$$Q_{ij}(T,a) = \int_0^T \lambda_i(t)F_{ij}(t)dt. \quad (4)$$

Обычно предполагается, что  $\lambda_i(t) = \text{const}$  на рассматриваемом периоде времени эксплуатации АС. В этом случае получим:

$$Q_{ij}(T,a) = \lambda_i \int_0^T F_{ij}(t)dt. \quad (5)$$

$Q_{ij}(T,a)$  используются в качестве основных вероятностных показателей безопасности АС (ВПБ).

Следует отметить, что одинаковые по виду и размерам аварийные последствия могут возникать при реализации отдельных ИС вследствие невыполнения различных функций безопасности или могут возникать при реализации различных ИС вследствие невыполнения одинаковых функций безопасности.

Поэтому в качестве комплексных ВПБ могут использоваться вероятности реализации аварийных последствий определенного вида и размеров при возникновении отдельных ИС и суммарные по всем ИС вероятности таких аварийных последствий, значение которых определяются по формулам полных вероятностей:

$$Q_i(T,a) = 1 - \prod_{j=1}^{m_i} [1 - Q_{ij}(T,a)] \approx \sum_{j=1}^{m_i} Q_{ij}(T,a) \quad (6)$$

$$Q(T,a) = 1 - \prod_{i=1}^n [1 - Q_i(T,a)] \approx \sum_{i=1}^n \sum_{j=1}^{m_i} Q_{ij}(T,a), \quad (7)$$

где  $Q_i(T,a)$ ,  $Q(T,a)$  - вероятности возникновения аварийных последствий определенного вида и размера  $[a]$  на рассматриваемом интервале времени  $[0,T]$  эксплуатации АС соответственно для отдельных и полных перечней ИС;  $m_i$  – число невыполнения аварийных состояний АС типа  $[a]$ , возникающих вследствие функций безопасности при  $i$ -ом ИС;  $n$  – число ИС.

Для АЭС с реакторами ВВЭР рассматриваются следующие основные виды аварийных последствий.

1. Повреждения ядерного топлива в активной зоне реактора (ПАЗ) и отработавшего ядерного топлива в бассейне выдержки (ПОЯТ). Размеры повреждений этих источников радиоактивности лежат в диапазоне от степени разгерметизации твэлов, соответствующей установленным в НТД для нормальной эксплуатации и аварийных условий пределам, до полного разрушения или расплавления ядерного топлива.

Следует отметить, что в разработанных к настоящему времени ВАБ для АЭС с ВВЭР в силу различных причин, связанных с недостатком времени и финансирования, а

также со значительными трудностями в выполнении анализов процессов при тяжелых авариях, необходимых для определения степени повреждения ядерного топлива, в качестве аварийных последствий рассматриваются полное разрушение или расплавление ядерного топлива при высоком или низком давлении в РУ без разрушения или с разрушением корпуса реактора.

2. Выбросы радиоактивных продуктов различных категорий и соответствующие им значения экспозиционных доз на окружающей АС территории в диапазоне от установленных для аварийных условий пределов доз на границе санитарно-защитной зоны до значений доз, которые могут быть созданы при выбросе в окружающую среду всех или большей части накопленных радиоактивных продуктов.

В качестве отдельной категории рассматриваются предельные аварийные выбросы, которые приводят к превышению установленных пределов доз на внешней границе зоны планирования защитных мероприятий.

В качестве комплексных ВПБ, наиболее полно характеризующих уровень безопасности АС, должны использоваться вероятностные распределения размеров аварийных последствий. Применение таких показателей обеспечивает детальные и реалистичные оценки достигнутого при проектировании уровня безопасности АС. Применение в качестве комплексных ВПБ вероятностей реализации аварийных последствий определенных видов без дифференциации их по размерам может привести к консервативным оценкам уровня безопасности.

Для полной характеристики уровня таких свойств, как надежность и безопасность, кроме комплексных показателей для объекта в целом, необходимо использовать также показатели надежности для отдельных его частей или элементов. Определение таких показателей может быть выполнено на основе рассмотрения структуры комплексных ВПБ, которая отражена в формуле (5). Из этой формулы следует, что в качестве ВПБ могут быть использованы частоты ИС ( $\lambda_i$ ) и показатели надежности выполнения функции безопасности, которыми являются вероятности возникновения аварийных последствий вследствие невыполнения функций безопасности на одно ИС (или на одно требование):

$$F_{ij}(T) = \frac{Q_{ij}(T, a)}{\lambda_i T} = \frac{1}{T} \int_0^T F_{ij}(t) dt, \quad (8)$$

где  $\lambda_i$  – число исходных событий  $i$ -го типа на интервале времени  $[0, T]$ .

По существу  $F_{ij}(T)$  представляет собой среднюю на интервале  $[0, T]$  вероятность невыполнения  $j$ -ой функции безопасности. Следует отметить, что в ряде работ этот показатель некорректно трактуется как условная вероятность возникновения аварийных состояний.

## **СОДЕРЖАНИЕ МЕТОДОЛОГИИ ВАБ**

Содержание методологии ВАБ составляет комплекс подходов, способов и методик для решения отдельных задач, необходимых для получения конечного результата, т.е. расчета значений ВПБ и проведения на основе полученных результатов комплексной оценки достигаемого при проектировании и эксплуатации уровня безопасности АС. Общие задачи ВАБ могут быть сформулированы из рассмотрения приведенных выше формул (5) – (8).

Из формул (6), (7) следуют задачи, одна из которых связана с определением числа ИС,  $n$ , а другая – с определением числа аварийных состояний АС,  $m_i$ , для каждого ИС.

Из формул (5), (8) следуют задачи, одни из которых связаны с определением значений частот ИС,  $\lambda_i$ , а другие – с определением значений вероятностей невыполне-

ния функций безопасности (ФБ),  $F_{ij}(T)$ , приводящих к возникновению аварийных состояний АС.

Из этих общих задач могут быть сформулированы следующие детальные задачи:

**Задача 1.** Выполнить анализ, отбор, классификацию и группировку ИС и разработать перечень ИС (т.е. определить число  $n$ ), которые должны быть включены в ВАБ АС.

Методологическую основу решения этой задачи составляет определение понятия ИС, в соответствии с которым под инициирующими событиями понимаются такие события, которые либо непосредственно вызывают повреждения источников радиоактивности, либо могут привести к таким событиям в случае невыполнения функций безопасности, предусмотренных для предотвращения повреждений или ограничения их размеров.

В соответствии с этим определением ИС разделяются на два класса.

В класс 1 входят ИС, возникновение которых непосредственно приводит к превышению установленных пределов повреждения ИР и радиационных показателей безопасности АС. К этому классу для АС с ВВЭР относятся ИС с катастрофическими разрушениями корпуса реактора и коллекторов парогенераторов (ПГ).

Для таких ИС производится разработка вероятностно-прочностных моделей для расчета значений вероятностей или частот их реализации.

В класс 2 входят все остальные ИС, которые в зависимости от причин их возникновения разделяются на три категории:

- внутренние ИС – ИС, вызванные единичными или множественными отказами систем, оборудования, элементов или ошибочными действиями персонала АС;
- внутриплощадочные ИС – ИС, вызванные внутриплощадочными воздействиями (пожары, затопления, пароводяные струи, запаривание, биение трубопроводов, летящие предметы, взрывы горючих газов) в помещениях энергоблока или на площадке АС;
- внешние ИС – ИС, вызванные характерными для площадки АС внешними воздействиями природного (землетрясения, ураганы, смерчи, ливни, обледенение, снег, буран, высокие или низкие температуры, паводки и т.п.) или техногенного (аварии на воздушном, наземном, водном транспорте, аварии на магистральных трубопроводах, аварии на промышленных предприятиях и т.п.) происхождения.

Одной из основных задач при анализе и отборе ИС является составление полного перечня внутренних ИС, для которых в последующем разрабатываются ДС и которые используются при проведении анализов внутриплощадочных и внешних воздействий.

В соответствии с приведенным выше определением ИС в перечень включаются все единичные или множественные отказы систем, оборудования, элементов или ошибочные действия персонала АС, возникновение которых приводит к необходимости выполнения одной или нескольких функций безопасности или к автоматическому (или персоналом) введению в действие одной или нескольких систем безопасности.

Методической основой для составления таких полных перечней ИС является составление детализированных перечней ФБ и перечней систем, которые могут выполнять каждую из них, определение структуры систем, сигналов на введение их в действие и критериев их успешного функционирования, проведение последовательного систематического анализа отказов отдельных элементов и оборудования 1-го и 2-го контуров, элементов и оборудования, связанных с 1 контуром систем, систем электроснабжения, вентиляции, систем отвода тепла к конечному поглотителю и других важных для безопасности систем и оборудования. Проведение такого систематического анализа основывается на анализе опыта эксплуатации рассматриваемой и/или аналогичной АС, проведении анализов надежности систем, оборудования и элемен-

тов, или на использование результатов уже разработанных ВАБ для аналогичных АС, а также рекомендаций МАГАТЭ [3].

Полный перечень ИС может содержать большое число событий, среди которых можно выделить ряд ИС, которые характеризуются одинаковым набором ФБ, одинаковой конфигурации СБ и одинаковыми критериями успешного выполнения ФБ (критерии успеха). С целью сокращения количества разрабатываемых вероятностных моделей (ВМ) такие ИС объединяются в отдельные группы, каждая из которых характеризуется суммарной по всем входящим в нее отдельным ИС значением частоты реализации и для каждой из которых разрабатывается отдельная ВМ для определения множества конечных состояний АС.

Перечень групп ИС и значения частот реализации каждой группы используются для разработки ВМ и расчета значений ВПБ.

**Задача 2.** Разработать для каждой группы ИС вероятностные модели для определения полных множеств возможных конечных состояний  $\{m_i\}$ , включая состояния без превышения установленных пределов повреждения источников радиоактивности (ПИР) и аварийные состояния с превышением установленных пределов ПИР, и определить на функционально-системном уровне состав и структуру функции  $F_{ij}(t)$ .

Методической основой для разработки ВМ является методология деревьев событий (ДС), использование которой предполагает выполнение следующих последовательных этапов:

- 1) характеристика группы ИС и описание последовательности проектного функционирования систем и действий персонала, обеспечивающих предотвращение ПИР;
- 2) описание основных предположений и ограничений, принятых при разработке ДС;
- 3) определение набора ФБ и структуры систем, которые могут выполнять каждую из них при рассматриваемом ИС; определение для каждой системы способов управления (автоматическое или оператором), управляющих сигналов и критериев успешного выполнения заданных ФБ;
- 4) формирование таблицы и построение графа ДС с учетом причинно-следственного и временного принципов;
- 5) определение видов конечных состояний (КС) аварийных последовательностей (АП); описание АП без превышения и с превышением пределов ПИР и АП, для которых требуется разработка дополнительных трансферных ДС;
- 6) определение задач для выполнения анализов надежности систем, моделирования ошибочных действий персонала и разработки интегральной вероятностной модели АС в целом; определение этих задач основывается на рассмотрении состава так называемых функциональных минимальных сечений ДС, которые представляют собой события с реализацией отдельных АП вследствие невыполнения одной или нескольких ФБ или отказов одной или нескольких систем, или ошибочных действий персонала.

**Задача 3.** Разработать модели надежности систем по отношению к отказам, связанным с невыполнением заданных ФБ для определения на элементном уровне состава функций  $F_{ij}(t)$  и последующего расчета значений  $F_{ij}(T)$ . Основой для разработки моделей надежности систем является методология деревьев отказов (ДО), которая предусматривает выполнение следующих этапов:

- 1) составить из анализа ДС полный перечень систем, для которых должны быть выполнены анализы надежности и разработаны ДО;
- 2) составить на основе анализа проектно-конструкторской и эксплуатационной документации описания каждой системы в объеме, необходимом и достаточном для выполнения анализов надежности, включая описание технологических и/или струк-

турных схем с определением границ системы и выделением отдельных каналов, способных выполнять в определенном объеме функции системы в целом, и общих для нескольких каналов частей; описание компоновочных решений с характеристикой предусмотренных в проекте мер по защите от зависимых отказов вследствие внутриплощадочных и внешних воздействий; описание состояния и режимов функционирования при нормальной эксплуатации и возникновении ИС с определением времени, в течение которого требуется работа системы в послеаварийный период; описание способов управления (автоматически или персоналом) и управляющих сигналов; описание связей с обеспечивающими и управляющими системами, от которых зависит работа данной системы; описание процедур технического обслуживания и ремонтов;

3) выполнить декомпозицию системы, разделив ее на отдельные структурные единицы (каналы или части), для которых разрабатываются самостоятельные ДО. Каждую структурную единицу разбить на отдельные элементы и составить окончательные структурные схемы для анализа надежности;

4) сформулировать, основываясь на определении критериев успеха, понятия отказов системы в целом и понятия отказов для ее отдельных структурных единиц, которые используются затем в качестве верхних событий соответствующих ДО;

5) определить для каждого элемента с учетом условий функционирования, технического обслуживания и восстановления работоспособности присущие ему виды отказов и выполнить оценку влияния отказов на работоспособность структурных единиц и системы в целом; для каждого вида отказов должны быть определены показатели надежности; виды отказов элементов совместно с их показателями надежности используются затем в качестве первичных или базовых событий при построении ДО;

6) выполнить анализ зависимостей, составить матрицы межсистемных и межэлементных зависимостей; определить отказы по общей причине и отказы общего вида (ООП), выбрать параметрические модели для ООП и определить способы моделирования ООП на ДО; в зависимости от применяемых компьютерных программ возможно представление ООП в явном или в неявном виде; при использовании первого способа события с ООП вводятся непосредственно в граф ДО в качестве первичных или базовых событий; при использовании второго способа [4] моделирование ООП производится путем формирования групп элементов, подверженных таким отказам, задания признаков этих групп и последующей автоматической генерации дополнительных минимальных сечений с ООП; в качестве параметрических могут быть использованы модели  $\alpha$ - или  $\beta$ -факторов, модель множественных греческих букв (MGL), биномиальная модель, модель Атвуда [5, 6];

7) выполнить анализ ошибочных действий персонала при проведении технического обслуживания и ремонтов, при управлении системами в период выполнения ими заданных функций после возникновения ИС, составить перечень таких действий и определить значения вероятностей их реализации; ошибочные действия персонала используются затем в качестве базовых событий при построении ДО;

8) по результатам этапов 4–7 построить графы ДО для структурных единиц и системы в целом с использованием методологии, изложенной в работах [2, 7].

**Задача 4.** Разработать модели надежности персонала и определить значения вероятностей ошибочных действий персонала, приводящих к возникновению ИС и не выполнению ФБ. Решение этой задачи предусматривает выполнение следующих этапов.

1). Составить по результатам решения задач 1,2,3 детальные перечни ОП. Произвести классификацию ОП, разделив их на три категории:

- ОП, приводящие к возникновению ИС;

- предаварийные ОП, приводящие к неготовности СБ вследствие ошибочных действий при проведении технического обслуживания и ремонтов;
- послеаварийные ОП, приводящие к невыполнению ФБ вследствие ошибочных действий при управлении СБ после возникновения ИС.

2). Выполнить анализ эксплуатационной документации и определить условия, влияющие на выполнение персоналом требуемых действий, включая наличие и качество инструкций, располагаемое время для выполнения отдельных действий, уровень стресса, уровень подготовки, состав группы и взаимодействие между ее членами и другие влияющие на выполнение действий факторы.

3). Выбрать с использованием [8, 9, 10] модели и выполнить расчеты вероятностей ОП.

**Задача 5.** Сформировать на основе анализа опыта эксплуатации, данных разработчиков и изготовителей оборудования, результатов расчетов по моделям надежности систем и вероятностно-прочностным моделям надежности оборудования базы данных по значениям частот ИС и показателям надежности элементов и оборудования.

**Задача 6.** Разработать с использованием результатов по задачам 1 – 5 интегральную вероятностную модель АС и выполнить количественные расчеты ВПБ, анализы неопределенностей, значимости и чувствительности.

**Задача 7.** Выполнить на основе результатов ВАБ всестороннюю, комплексную качественную и количественную оценку достигнутого при проектировании или эксплуатации уровня безопасности АС, включая оценку степени соответствия АС инженерным принципам современной концепции глубокоэшелонированной защиты [11], оценку соответствия полученных значений ВПБ целевым значениям, приведенным в п.п. 1.2.17 и 4.2.2 ОПБ-88/97 [1], оценку эффективности новых проектных решений или уже реализованных мероприятий по модернизации и разработать дополнительные мероприятия для повышения уровня безопасности АС.

### **Литература**

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций, ОПБ-88/97, НП-001-97. - Госатомнадзор России, 1997.
2. Швыряев Ю.В. и др. Вероятностный анализ безопасности атомных станций. Методика выполнения. – М.: Ядерное общество, 1992. - 266 с.
3. Defining Initiating Events for the Purpose of Probabilistic Safety Assessment. IAEA TECDOC-719, Vienna, Austria, 1994.
4. RISK SPECTRUM, User's Manual, Version 2.1, Relkon Teknik AB, Box 1288, S-172 25 Sundbyberg, Sweden, April 1994.
5. Guidelines on modeling common-cause failures in probabilistic risk assessment. NUREG/CR-5485, November 1998, USA.
6. Procedures for conducting common cause failure analysis in probabilistic safety assessment. IAEA-TECDOC-648, May, 1992, IAEA.
7. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Fault Tree Handbook, Rep. NUREG-0492, Washington, DC (1981).
8. Swain A.D., Guttman H.E. Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications, NUREG/CR-1278, Sandia Natl. Labs, Albuquerque, NM, 1983.
9. Hannaman G.W., Spurgin A.J. and Fragola J.R. Systematic Human Action Reliability Procedure (SHARP), NP-3583, Electric Power Research Institute, 1984.
10. IAEA Safety Series 50-P-10, "Human Reliability Analysis in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants," 1995.
11. INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, Safety Series No. 75-INSAG-3 (IAEA, Vienna 1999).

Поступила в редакцию 4.12.2003

# МАГНИТНЫЙ КОНТРОЛЬ ТРУБОПРОВОДОВ ТЕХНИЧЕСКОГО ВОДОСНАБЖЕНИЯ АЭС

**А.А. Абакумов, А.А. Абакумов (мл.), Е.А. Касатов**

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



Рассмотрены физические основы магнитных методов контроля трубопроводов. Основное внимание уделено вопросам построения магнитных интроскопов. Описаны конструкция, принцип действия и характеристики магнитных интроскопов для наружного и внутритрубного контроля трубопроводов технического водоснабжения АЭС.

## АКТУАЛЬНОСТЬ ПРОБЛЕМЫ

Трубопроводы технического водоснабжения на АЭС работают в условиях действия механических напряжений, природных и технологически активных сред, инициирующих возникновение повреждений труб и приводящих со временем к нарушению их герметичности и работоспособности. Значительная часть трубопроводов технического водоснабжения АЭС отработала нормативный ресурс, и дальнейшая их эксплуатация возможна только с разрешения федеральных органов горного, промышленного и атомного надзоров России (Госгортехнадзор и ГАН) на основании тщательного обследования технического состояния трубопроводов, установления работоспособности и остаточного ресурса безопасной эксплуатации.

Особую актуальность в настоящее время в условиях увеличения сроков эксплуатации трубопроводов, роста числа аварийных ситуаций приобретает разработка и освоение современных магнитных методов и средств контроля для наружной и внутритрубной инспекции водопроводов, позволяющих осуществлять 100-процентный контроль трубопроводов через изоляционное покрытие, слой накипи, коррозийные продукты и не требующих механического контакта преобразователей магнитного поля с поверхностью трубопровода. Полученная при этом информация позволяет достоверно оценивать техническое состояние трубопроводов, определять безопасные технологические режимы их функционирования, устанавливать необходимость и очередность вывода участков трубопроводов в ремонт, прогнозировать остаточный ресурс.

В связи с этим важной задачей является разработка магнитных интроскопов для наружной и внутритрубной инспекций трубопроводов АЭС. Такие интроскопы позволяют с помощью матричных и строчных преобразователей визуализировать магнитные поля рассеяния от дефектов, получать их двух- трехмерные изображения, определять характер, форму и ориентацию дефектов в трубопроводе под слоем изоляции; измерять их геометрические размеры: длину, глубину и раскрытие. Такие интроскопы должны изготавливаться в малогабаритном исполнении для работы в полевых

© А.А. Абакумов, А.А. Абакумов (мл.), Е.А. Касатов, 2004

условиях, легко сопрягаться с внутритрубными магнитными снарядами, микроЭВМ и другой современной микропроцессорной техникой.

Магнитные интроскопы являются наукоемкими и дорогостоящими устройствами. Для создания таких сложных конструкций необходимы специалисты по физике и прочности трубопроводов, механике и электротехнике, компьютерным системам и технологиям, контролю и программированию.

Рассмотрим конструкцию и технологические характеристики магнитных интроскопов, с помощью которых можно осуществлять магнитный контроль трубопроводов технического водоснабжения.

### ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ МАГНИТНОГО КОНТРОЛЯ

Все магнитные методы контроля сплошности металла основаны на обнаружении локальных возмущений поля, создаваемых дефектами в намагниченном ферромагнетике [1, 2].

При наличии нарушений однородности структуры и сплошности трубы при ее намагничивании сразу же возникают неоднородности намагниченности и связанные с ними магнитные поля рассеяния как вблизи дефектов, выходящих на поверхность трубы, так и над внутренними дефектами, расположенными под ее поверхностью (рис.1).

На рис. 2а пунктирными линиями показано типичное поле рассеяния над поверхностным дефектом в виде прямоугольной канавки шириной  $S$  и глубиной  $T$ , а на рис. 2б - топография тангенциальной  $H_{\tau d}$  и нормальной  $H_{nd}$  составляющих напряженности поля этого дефекта. Кружочки с плюсами и минусами обозначают положительные и отрицательные магнитные заряды, возникающие на гранях дефекта.

Поле  $H_d$  появляется при очень малой намагниченности и с увеличением  $H_0$  расстет. Вид зависимости  $H_d$  ( $H_0$ ) определяется размерами и формой дефекта, магнитными свойствами материала контролируемого изделия, а также координатами  $x$ , у точки наблюдения.

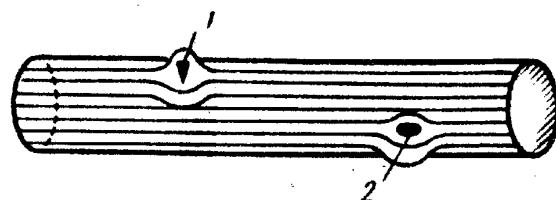


Рис. 1. Картина магнитных полей рассеяния около наружных (1) и внутренних (2) дефектов в ферромагнитной трубе

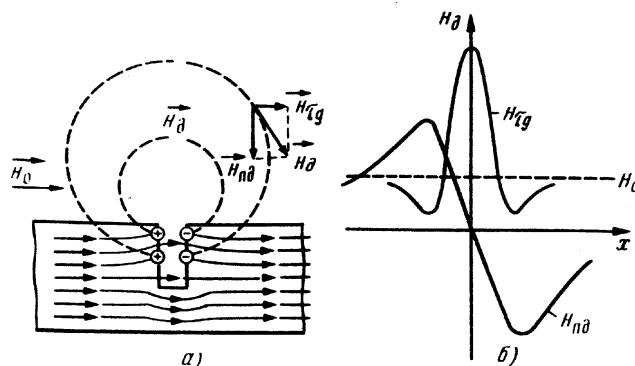


Рис. 2. Поле рассеяния над дефектом (а) и топография тангенциальной  $H_{\tau d}$  и нормальной  $H_{nd}$  составляющих напряженности поля дефекта (б)

Электромеханическое сканирование осуществляется с помощью линейного преобразователя магнитных полей, выполненного в виде линейки из одиночных преобразователей, образующих строку кадра. Разворотка по строке такой линейки происходит с помощью коммутатора путем синхронного подключения отдельных магниточувствительных элементов к видеоконтрольному устройству. Разворотка по второй координате осуществляется за счет механического перемещения линейного преобразователя относительно трубы или наоборот.

Расположение линейного преобразователя относительно трубы показано на рис. 3. Такой способ сканирования позволяет получать практически такую же разрешающую способность и чувствительность, что и при механическом сканировании одиночным преобразователем магнитного поля, обеспечивать большую производительность контрольных операций за счет повышения скорости опроса магниточувствительных элементов линейки с помощью быстродействующего коммутатора. Для электрического сканирования трубы используются также многоэлементные матричные преобразователи, в которых съем информации о магнитном рельфе трубы осуществляется путем последовательного опроса магниточувствительных элементов первой строки матрицы, затем второй, третьей и т.д. Быстродействие матричных преобразователей магнитного поля определяется инерционностью отдельных магниточувствительных элементов матрицы и может быть сопоставлено с быстродействием развертки изображения одного кадра в телевидении (0,02 с).

Электрические импульсы определенной длительности для коммутации магниточувствительных элементов по строке и по кадру вырабатываются специальными генераторами развертки. Недостатками электрического сканирования трубы являются повышенная сложность конструкций матриц и неравномерность чувствительности отдельных магниточувствительных элементов матрицы, для устранения которых разработаны специальные методы.

Известно, что при магнитном контроле трубопроводов наиболее благоприятные условия для выявления глубинных дефектов создаются при намагничивании труб постоянным магнитным полем до индукции технического насыщения, однако в производственных условиях это трудно обеспечить. Для наружного намагничивания трубы чаще всего используют приставные электромагниты различных типоразмеров, состоящие из П-образного стального сердечника и катушки, на который подается постоянный ток (рис. 4).

Ток питания для намагничающего устройства в каждом конкретном случае выбирают в зависимости от магнитных свойств и толщины контролируемого металла с таким расчетом, чтобы обеспечивалась намагниченность трубы до индукции технического насыщения. Для намагничивания возможно также использование постоянных магнитов.

Рассмотрим два варианта внутритрубных намагничающих устройств для продольного намагничивания трубы: цилиндрический и секционный. В первом варианте труба намагничивается одним магнитом, имеющим ось симметрии, совпадающую с осью трубы. Наибольший диаметр  $D$  такого магнита, представляющего собой жесткую конструкцию, должен быть несколько меньше

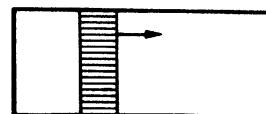


Рис. 3. Электромеханическое сканирование

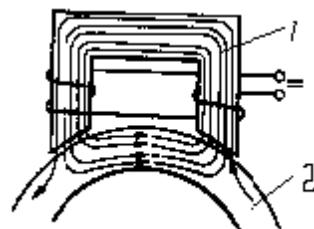


Рис. 4. Способ наружного намагничивания стенки трубы: 1 - приставной электромагнит; 2 - труба

внутреннего диаметра  $D_t$  диагностируемой трубы, иначе магнит может застрять в трубе на изогнутом ее участке или заклиниться в ней при встрече с посторонним предметом, случайно не удаленным при прочистке трубопровода. При разработке внутритрубного интроскопа для диагностики труб требуется обеспечить зазор  $\delta$  между жесткими элементами магнита и трубой, равный примерно 10% диаметра трубы  $D$ . Поэтому на пути магнитного потока появляется сопротивление, определяющееся двумя такими зазорами общей длиной  $0,2 D$ . Это довольно большое магнитное сопротивление и на его преодоление необходима значительная магнитодвижущая сила. Сопротивление зазора может быть уменьшено в 5-10 раз заполнением его щетками из железной проволоки (такие щетки почти не уменьшают проходимость интроскопа в трубах).

Другим вариантом может быть секционное намагничивающее устройство с попечным намагничиванием, в котором вместо одного магнита используется несколько небольших магнитов, каждый из которых скользит по внутренней поверхности контролируемой трубы с достаточно малым зазором между полюсами магнита и трубой.

Магнитное сопротивление зазора в этом случае будет значительно меньше, чем в предыдущем случае. Для пропуска препятствий и прохождения изгибов трубы магниты могут быть смонтированы на рычагах, позволяющих им отходить от поверхности трубы. Каждый такой магнит с преобразователями полей дефектов представляет собой самостоятельный интроскоп, контролирующий полосу определенной ширины. Поскольку между магнитами неизбежно окажутся некоторые зазоры, между контролируемыми полосами останутся непроконтролированные зоны. Это приводит к необходимости создания еще одной группы магнитов, повернутой относительно первой группы на определенный угол. Для диагностики труб диаметром 300 мм предпочтителен цилиндрический вариант. Секционный вариант, приводящий к двухкольцевой шахматной системе магнитов, считается более подходящим для диагностирования труб большого диаметра.

### **МАГНИТНЫЙ ИНТРОСКОП МИ-20 ДЛЯ НАРУЖНОГО ОБСЛЕДОВАНИЯ ТРУБОПРОВОДОВ**

Интроскоп предназначен для контроля линейной части трубопроводов при наружном обследовании, в том числе без удаления защитной изоляции и остановки перекачивания продукта по трубопроводу, при плановых обследованиях и при ремонтных работах [2]. Он основан на регистрации магнитных полей рассеяния от дефектов, возникающих при намагничивании трубопроводов с помощью передвижных намагничивающих устройств, или иным методом, в том числе по остаточной намагченности.

Регистрация осуществляется путем сканирования поверхностного магнитного поля с помощью многоэлементных датчиков, основанных на применении гальваномагнитных магниточувствительных сенсоров. Интроскоп осуществляет цифровую обработку показаний датчиков, восстановление компьютерного изображения поля рассеяния от дефектов. Обработка изображения дефектов и оценка их геометрических параметров осуществляются визуально оператором с параллельной автоматической отбраковкой (рис. 5).

Разработан прибор, позволяющий за счет использования многоэлементных датчиков и электронно-механического сканирования магнитного поля не только регистрировать дефекты, но и определять их геометрические размеры, форму, ориентацию и взаимное расположение. Компьютерная обработка информации дает возможность упростить процесс подготовки отчетов и создать систему архивирования результа-

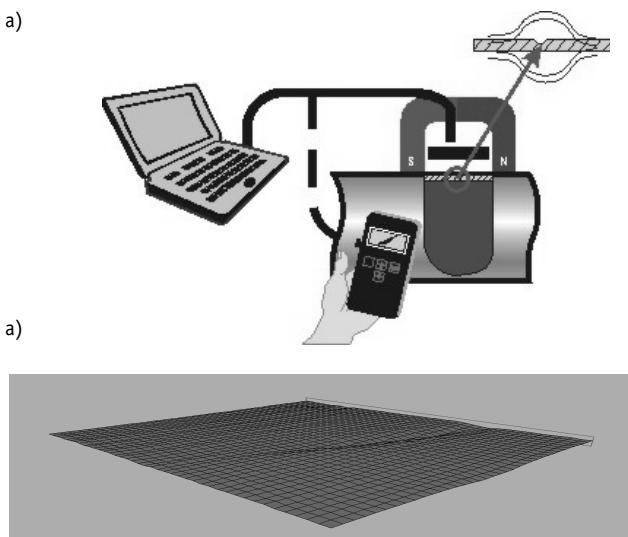


Рис. 5: а) Схема наружного обследования трубопроводов; б) изображение отпечатка трещины раскрытием 1 мм и глубиной 5 мм

тов контроля. Магнитный интроскоп позволяет проводить контроль без удаления защитной изоляции и остановки работы оборудования, что дает возможность повысить производительность и уменьшить затраты на проведение диагностических работ по сравнению с традиционными методами. Выявляются дефекты типа нарушения сплошности (коррозионные и усталостные трещины, непровары, язвы) при толщине стенки объекта до 20 мм. Интроскоп состоит из передвижного намагничивающего устройства (НУ) на постоянных магнитах (рис. 6а), сканера магнитного поля, видеоконтрольного устройства (ВКУ) для использования в полевых условиях (рис. 6б) или персонального компьютера для стационарных условий.

Использование магнитных интроскопов серии МИ-ХХ регламентировано инструкцией по магнитному контролю линейной части газонефтепродуктопроводов ВРД 39-1.11-027-2001, утвержденной постановлением Госгортехнадзора России № 10-03/4 от 15/01/2001г. Конструкции намагничивающих устройств, сканеров и электронных блоков интроскопа защищены 110 авторскими свидетельствами и патентами РФ.

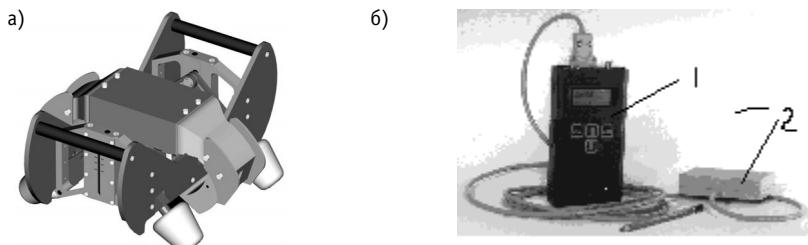


Рис. 6. Магнитный интроскоп: а) - МИ-20 с П-образным намагничивающим устройством; б) - сканер (1) и видеоконтрольное устройство (2) интроскопа

### **ВНУТРИТРУБНЫЙ МАГНИТНЫЙ ИНТРОСКОП МИ-31**

Этот интроскоп предназначен для внутритрубного контроля линейной части водопроводов. Принцип его действия основан на намагничивании внутренней поверхности трубопроводов постоянными магнитами или электромагнитами, между полюсами которых находятся многоэлементные преобразователи магнитных полей. Внутритрубный магнитный интроскоп осуществляет сканирование магнитного рельефа,

Таблица 1

**Технические характеристики**

Раскрытие выявляемых дефектов	до 30 мкм
Толщина стенки контролируемых объектов:	до 20 мм
Глубина залегания выявляемых дефектов:	до 20 мм
Глубина выявляемых дефектов:	до 20% от толщины стенки
Производительность:	не менее 1 м/мин
Минимальная длина выявляемых дефектов	5 мм
Погрешности оценки	
Длины трещин	7% (при длине трещин более 20 мм)
Раскрытия поверхностных и подповерхностных трещин	15%
Глубины поверхностных и подповерхностных трещин	15%
Габаритные размеры:	
ВКУ	160x80x20
сканера	100x60x10 мм
передвижного П-образного НУ	500x400x200 мм
Масса:	
сканера и ВКУ	600 г
передвижного П-образного НУ	25 кг
Потребляемая мощность	20 мВт

возникающего под действием полей рассеяния от дефектов стенки трубопровода, перемещаясь под действием потока воды, газа или с помощью троса и лебедки. Информация о выявленных дефектах записывается в полупроводниковой памяти. Схема контроля подземных трубопроводов путем перемещения внутритрубного магнитного интроскопа с помощью троса и лебедки на расстояние до 4 км показана на рис. 7.

Такая технология требует вырезания технологических окон в подземном трубопроводе и прекращения транспорта воды. После прекращения инспекции контрольного участка трубопровода, технологические окна завариваются или заделываются с помощью отрезка трубы и болтовых соединений. При контроле действующих водопроводов на определенных участках предусматривается установка специальных камер запуска-приемки внутритрубных магнитных интроскопов.

Основное отличие внутритрубного магнитного интроскопа от известных снарядов, реализующих магнитные методы диагностирования трубопроводов, заключается в

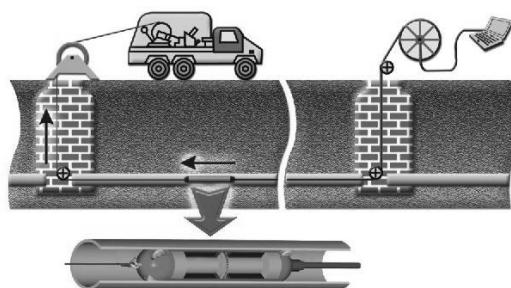


Рис. 7. Схема внутритрубного контроля подземных водопроводов

использовании многоэлементных преобразователей магнитных полей и электромеханическом сканировании поверхности трубопровода. Применены компьютерные методы оценки геометрических параметров дефектов по окончании контроля участка трубопровода.

По изображению осуществляется оценка формы дефектов, их ориентации и взаимного расположения. Выявляются коррозионные, термические и усталостные трещины, язвы, шлаковые и газовые включения, непровары сварных швов.

Состав внутритрубного магнитного интроскопа: намагничивающее устройство на постоянных магнитах или электромагнитах со сканером (при секционном намагничивании их количество определяется диаметром трубопровода), электронный блок, блок питания. Производительность контроля до 0,5 м/сек, масса 44 кг. Результаты диагностики остаются в памяти компьютера либо на бумажном носителе.

Конструкция внутритрубного магнитного интроскопа приведена на рис. 8.

Для обслуживания магнитного интроскопа МИ-20 требуется 2 чел., МИ-31 – 3 чел.

Наружный интроскоп МИ-20 испытывался во ВНИИГАЗ, на промысловых нефтепроводах в АНК «Башнефть». Внутритрубный магнитный интроскоп МИ-31 использовался при обследовании распределительных газопроводов в г. Обнинске, водопроводов в Мосводоканале, обсадных колонн в Башкирии (ВНИИГИС) и Татарии (Татнефтегеофизика).

В рамках семинара «Управление ремонтным производством АЭС», проводимого в 2003 г. в ГЦИПК Минатома, интроскоп МИ-31 демонстрировался руководителям ремонтных служб АЭС. Было принято решение о рекомендации интроскопа к использованию на предприятиях концерна «Росэнергоатом» для контроля трубопроводов технического водоснабжения.

### Литература

1. Абакумов А.А. Магнитная интроскопия. - М.: Энергоатомиздат, 1996. - С. 282.
2. Абакумов А.А., Абакумов А.А. (мл.) Магнитная диагностика газонефтепроводов. - М.: Энергоатомиздат, 2001. - С. 434.



Рис. 8. Конструкция внутритрубного магнитного интроскопа МИ-31

Поступила в редакцию 7.07.2003

# АНАЛИЗ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕМПЕРАТУРЫ ВО ФРОНТЕ УДАРНОЙ ВОЛНЫ В МЕТАЛЛАХ

**А.И. Трофимов, М.А. Трофимов, В.В. Худаско**

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



Проведено теоретическое исследование распределения температуры во фронте ударной волны в металлах с учетом конвекции, теплопроводности решетки и электронов, обмена энергией между решеткой и электронами для обоснования бесконтактного метода измерения напряженного состояния металла конструкций АЭС на основе явления возникновения ЭДС при ударных нагрузках.

Величина возникающей ЭДС при ударных нагрузках зависит от физических свойств металлов, их размеров, величины давления ударного сжатия и начальных термодинамических параметров [1]. По величине ЭДС можно судить о напряженном состоянии металла. Физика данного явления достаточно сложна. В [1] показано, что существенную роль в возникновении ЭДС играет диффузия электронов, которая зависит от температуры решетки и электронов, а также от энергии вырождения свободных электронов.

В [2,3] показано, что металлы можно рассматривать как двухкомпонентную систему, состоящую из свободных электронов и решетки атомов. Поэтому распространение возмущений в такой системе определяется решеткой и свободными электронами. Скорость звука или ударных волн в металле имеет порядок  $10^3$  м/с, а скорость свободных электронов в металле (с плотностью свободных электронов  $n_0 \cdot 10^{28}$  м<sup>-3</sup> при нормальной температуре) –  $10^6$  м/с. Таким образом, скорость переноса тепла и импульса электронами на три порядка выше скорости ударных волн. В данной работе проведено теоретическое исследование распределения температуры во фронте ударной волны с учетом конвекции, теплопроводности решетки и электронов и обмена энергией между решеткой и электронами.

Для определения температуры во фронте ударной волны необходимы данные о коэффициентах теплопроводности металла, диффузии электронов и коэффициентах обмена энергией между решеткой и электронами. Коэффициенты теплопроводности металлов известны. Коэффициент диффузии электронов  $D_e$  согласно [2] определяется соотношением

$$D_e = \frac{1}{3} v_e l_e = \frac{1}{3} v_e^2 \tau_e, \quad (1)$$

где  $v_e$ ,  $l_e$ ,  $\tau_e$  – скорость, длина и время свободного пробега электронов соответственно.

---

© А.И. Трофимов, М.А. Трофимов, В.В. Худаско, 2004

Время свободного пробега электронов определяется через удельное электрическое сопротивление  $\rho$  и коэффициент теплопроводности  $\lambda$ :

$$\rho = \frac{m_*}{e^2 n_0 \tau_p}; \quad (2)$$

$$\lambda = \frac{\pi^2 k^2 n_0 \tau_\lambda}{3 m_*} T, \quad (3)$$

где  $m_*$  – эффективная масса электронов,  $e$  – заряд электрона,  $\tau_p$  – время свободного пробега в процессах переноса импульса,  $k$  – постоянная Больцмана,  $T$  – абсолютная температура,  $\tau_\lambda$  – время свободного пробега в процессах передачи энергии.

При температурах  $T \ll \theta$  ( $\theta$  – температура Дебая),  $\tau_p$  и  $\tau_\lambda$  могут значительно отличаться друг от друга [2]. При  $T \gg \theta$  время  $\tau_p$  и  $\tau_\lambda$  равны, тогда время свободного пробега электронов  $\tau_e = \tau_p = \tau_\lambda$ , при этом  $\tau_e$  можно рассчитать по соотношениям (2) или (3). Как известно удельное электрическое сопротивление измеряется значительно точнее, чем коэффициент температуропроводности, поэтому для расчета  $\tau_e$  при  $T \geq \theta$  ниже будут использованы экспериментальные данные по  $\rho$ .

В работе [7] выполнены эксперименты по исследованию возникновения эдс при ударных нагрузках сборки алюминий-висмут-медь. В [1] проведен анализ этих данных, поэтому будем рассматривать металлы алюминий и висмут. На рис. 1 представлены зависимости удельных электрических сопротивлений от температуры по экспериментальным данным [4] для алюминия и висмута. Авторами проведена аппроксимация удельного электрического сопротивления в области высоких температур. Со-

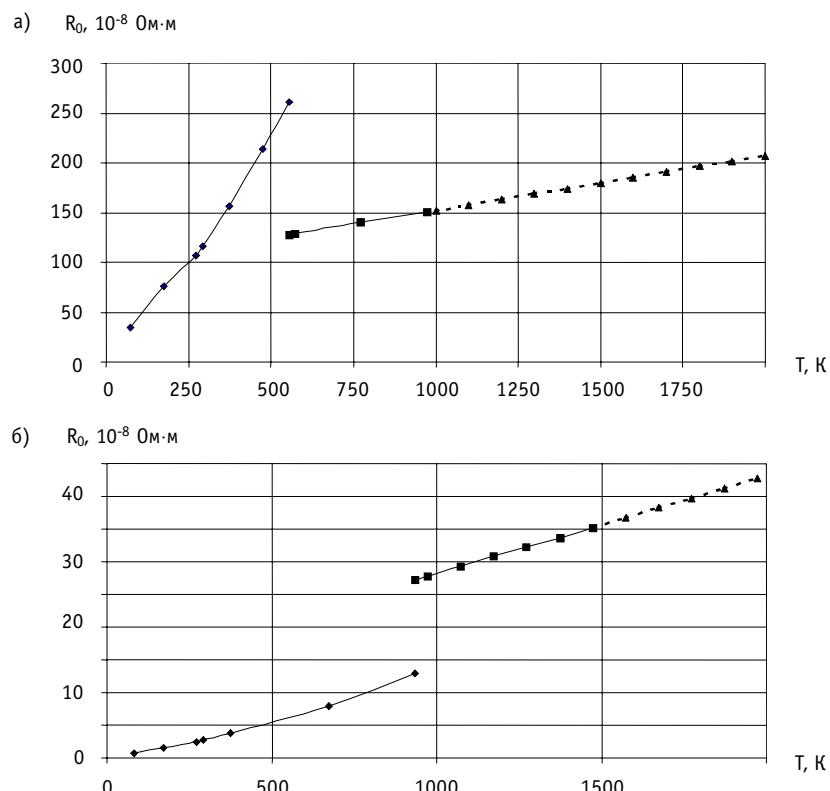


Рис.1. Зависимость удельного электрического сопротивления от температуры: а) ◆ - твердый висмут (данные [4]), ■ - жидкий висмут (данные [4]), ▲ - жидкий висмут (аппроксимация авторов); б) ◆ - твердый алюминий (данные [4]), ■ - жидкий алюминий (данные [4])▲ - жидкий алюминий (аппроксимация авторов)

гласно [2], при высоких температурах  $T \geq \theta$  рассеивание электронов в основном происходит на фононах (колебаниях решетки). Тогда удельное электрическое сопротивление для многих металлов, определяемое соотношением (2), линейно зависит от температуры [2].

На рис. 2 представлены рассчитанные по соотношениям (2) и (3) зависимости  $\tau_p$  и  $\tau_\lambda$  от температуры для висмута и алюминия. Причем для висмута принималось, что эффективная масса электронов висмута на два порядка меньше массы свободных электронов [8], т.е.  $m^*=9,1095 \cdot 10^{-23}$  кг, а эффективная масса электронов алюминия равна массе свободных электронов [5]. Из рис. 2 видно, что при  $T > \theta$  ( $T \geq 293$  К) с хорошим приближением можно считать  $\tau_p = \tau_\lambda$ , что согласуется с выводами [2]. При изменении температуры висмута и алюминия от 293 К до 2000 К  $\tau_p$  изменяется от  $1.1 \cdot 10^{-12}$  до  $0.6 \cdot 10^{-12}$  и  $7.3 \cdot 10^{-15}$  до  $4.6 \cdot 10^{-16}$  соответственно. Причем время свободного пробега электронов в висмуте на 2-3 порядка больше, чем время свободного пробега электронов в алюминии, это связано значениями эффективных масс и плотностью свободных электронов. В висмуте и алюминии при нормальных условиях плотность свободных электронов  $n_0=2.8 \cdot 10^{23} \text{ м}^{-3}$  и  $n_0=1.8 \cdot 10^{29} \text{ м}^{-3}$  соответственно. Температура вырождения алюминия равна  $T_0 \approx 135400$  К, висмута  $T_0=1200$  К.

Из соотношения (2) имеем

$$D_e = \frac{1}{3} v_e^2 \frac{m_*}{e^2 n_0 \rho}. \quad (4a)$$

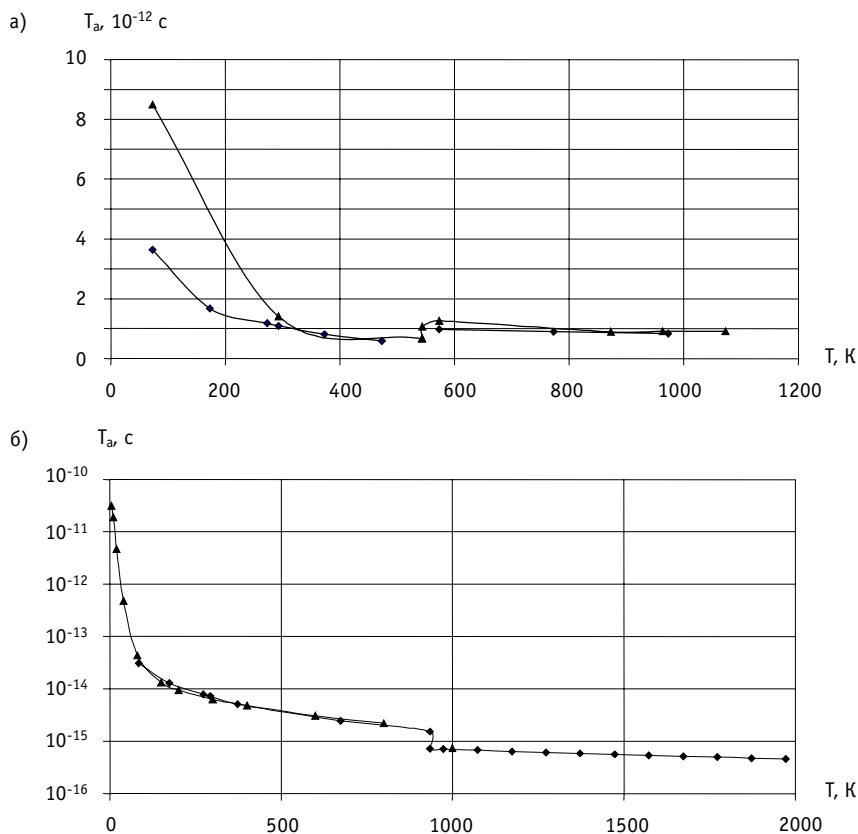


Рис. 2. Зависимость времени свободного пробега  $\tau_p$  и  $\tau_\lambda$  от температуры: а) для висмута: ◆ -  $\tau_p$  расчет по экспериментальным данным [4] и выражению (2), ▲ -  $\tau_\lambda$  расчет по экспериментальным данным [4] и выражению (3); б) для алюминия: ◆ -  $\tau_p$  расчет по экспериментальным данным [4] и выражению (2), ▲ -  $\tau_\lambda$  расчет по экспериментальным данным [6] и выражению (3)

Для определения скорости валентных электронов воспользуемся средней энергией валентных электронов [2], которая определяется выражением

$$E = \frac{4\pi(2m_*)^{3/2}}{h^3} \left[ \frac{2}{5} \eta^{5/2} + \frac{\pi^2}{4} (kT)^2 \eta^{1/2} \right].$$

Тогда средняя энергия валентного электрона определяется соотношением:

$$\bar{\varepsilon} = \frac{E}{n_0} = \frac{3}{5} \frac{\eta^{5/2}}{\eta_0^{3/2}} + \frac{3\pi^2}{8} \frac{\eta^{1/2}}{\eta_0^{3/2}} (kT)^2.$$

Используя соотношение

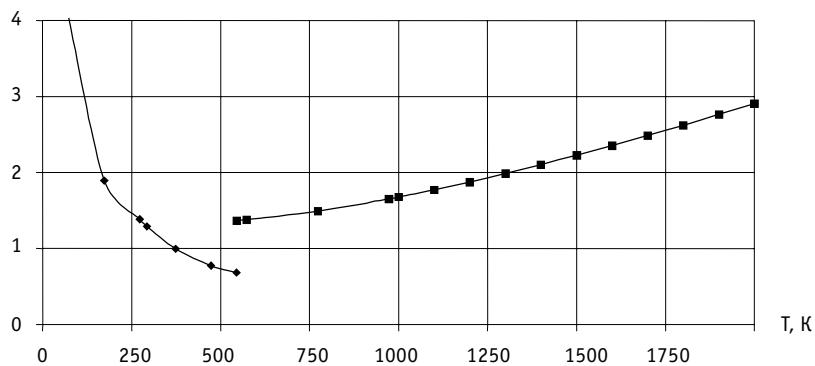
$$\bar{\varepsilon} = \frac{1}{2} m_* v_e^2,$$

для коэффициента диффузии электронов получим выражение

$$D_e = \frac{2}{3} \frac{\bar{\varepsilon}}{e^2 n_0 \rho}, \quad (46)$$

Используя экспериментальные данные [4,6] для  $\rho$ , по соотношению (46) были рассчитаны коэффициенты диффузии электронов висмута и алюминия. Эти данные представлены на рис. 3. При нормальных условиях коэффициенты диффузии электронов висмута и алюминия равны  $D_e = 1.29 \text{ м}^2/\text{с}$  и  $D_e = 0.006 \text{ м}^2/\text{с}$  соответственно.

a)  $D_e, \text{ м}^2/\text{с}$



б)  $D_e, \text{ м}^2/\text{с}$

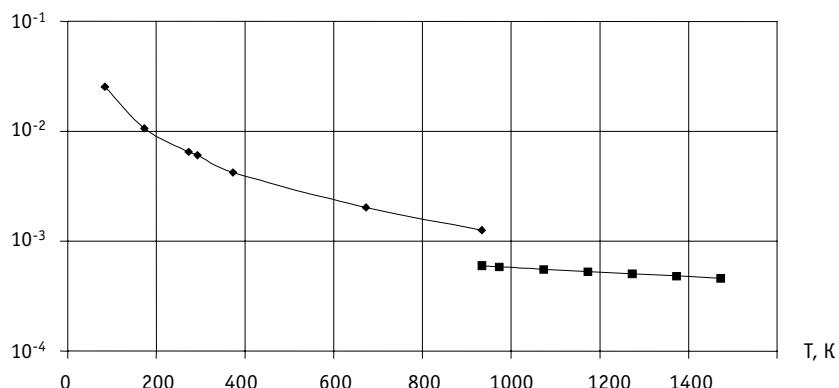


Рис. 3. Зависимость коэффициента диффузии электронов от температуры: а)  $\blacklozenge$  - твердый висмут;  $\blacksquare$  - жидкий висмут; б)  $\blacklozenge$  - твердый алюминий;  $\blacksquare$  - жидкий алюминий

Ниже проведена оценка размеров зоны прогрева в алюминии и висмуте при прохождении ударной волны. Рассматривая металлы как двухкомпонентную неравновесную систему, состоящую из свободных электронов и атомов (ионов), запишем уравнения энергии для решетки (атомов) и электронов:

$$\frac{\partial T_p}{\partial t} + U \frac{\partial T_p}{\partial x} = a_p \frac{\partial}{\partial x} \frac{\partial T_p}{\partial x} - \frac{\alpha}{c_e \rho} (T_p - T_e); \quad (5)$$

$$\frac{\partial T_e}{\partial t} + U \frac{\partial T_e}{\partial x} = D_e \frac{\partial}{\partial x} \frac{\partial T_e}{\partial x} + \frac{\alpha}{c_e \rho} (T_p - T_e), \quad (6)$$

где  $t$  – время,  $x$  – продольная координата,  $a$  – коэффициент температуропроводности,  $c$  – теплоемкость,  $\rho$  – плотность,  $p$  и  $e$  – индексы, относящиеся к решетке и электронам,  $\alpha$  – коэффициент обмена энергией между решеткой и электронами.

Система уравнений (5) и (6) совместно с граничными и начальными условиями описывает распределение температуры решетки и электронов. Если в уравнении (6) пренебречь конвективной и диффузационной составляющей, то получим уравнение, предложенное Л.Д. Ландау [3], для расчета температуры электронов в ударной волне:

$$\frac{\partial T_e}{\partial t} = \frac{\alpha}{c_e \rho} (T_p - T_e) \quad (7)$$

где  $\tau_{ep} = \frac{c_e \rho}{\alpha}$  – время релаксации электронов в решетке.

Проведенные ранее исследования [7] показывают, что температурное поле во фронте ударной волны зависит существенным образом от конвективной и диффузационной составляющей. Таким образом, при расчете распределения температуры во фронте ударной волны необходимо использовать уравнение (6), а не упрощенное уравнение Л.Д. Ландау (7).

Считая состояние перед фронтом ударной волны стационарным, представим уравнения (5) и (6) в виде:

$$U \frac{dT_p}{dx} = a_p \frac{d}{dx} \frac{dT_p}{dx} - \frac{\alpha}{c_p \rho} (T_p - T_e); \quad (8)$$

$$U \frac{dT_e}{dx} = D_e \frac{d}{dx} \frac{dT_e}{dx} + \frac{\alpha}{c_e \rho} (T_p - T_e). \quad (9)$$

Границные условия для уравнений (8) и (9) имеют вид:

$$T_p(-L) = T_e(-L) = T_H; \quad T_p(L) = T_e(L) = T_{hor}, \quad (10)$$

где  $L$  – размер зоны прогрева ударной волны,  $T_H$  и  $T_{hor}$  – температуры в ударной волне и при нормальных условиях соответственно.

Горячие электроны с фронта ударной волны диффундируют в холодную область. При этом электрон успевает много раз столкнуться с атомами решетки. Поскольку доля энергии, передаваемая в каждом столкновении, мала из-за малой эффективной массы электрона. Время релаксации электрона  $\tau_{ep} = \frac{c_e \rho}{\alpha}$  в невырожденном случае равно [8]:

$$\tau_{ep} = \frac{3}{8} \frac{k T_p}{m_* v^2} \tau_e, \quad (11)$$

где  $v$  – скорость звука.

При нормальных условиях время релаксации электронов в алюминии и висмуте равны  $\tau_{ep}=4.42 \cdot 10^{-13}$  с и  $\tau_{ep}=4.55 \cdot 10^{-8}$  соответственно. Электронная теплоемкость алюминия и висмута определяется соотношениями из [2], решеточная теплопроводность рассчитывалась по [9]. На рис. 4 приведены характеристики распределения температуры решетки и электронов на фронте ударной волны для висмута и алюминия при ударном сжатии давлением  $P = 340$  кбар, полученные путем численного решения уравнений (8)-(11) (данные для висмута и алюминия при ударном сжатии использовались из работы [1]). Вклад энергии электронов в тепловую энергию висмута и алюминия в данном случае пренебрежимо мал [1]. Из рис. 4 следует, что размер зоны изменения температуры электронов в ударной волне составляет  $10^{-3}$  м и  $4 \cdot 10^{-7}$  м в висмуте и алюминии соответственно. Размер зоны изменения температуры решетки в ударной волне составляет около  $10^{-9}$  м в висмуте и алюминии. Согласно экспериментальным данным [7] и проведенному анализу в работе [1], размер зоны проникновения электронов из висмута в медь составляет  $L \approx 1$  мм.

Таким образом, впервые показано, что во фронте ударной волны в металлах существует термодинамическая неравновесность между температурами решетки и свободных электронов. Для висмута рассчитанная разность температур электронов и решетки достигает 1160 К, а для алюминия – 230 К. Однако вклад энергии электронов в тепловую энергию висмута и алюминия не превышает 0.1% и 2% соответственно.

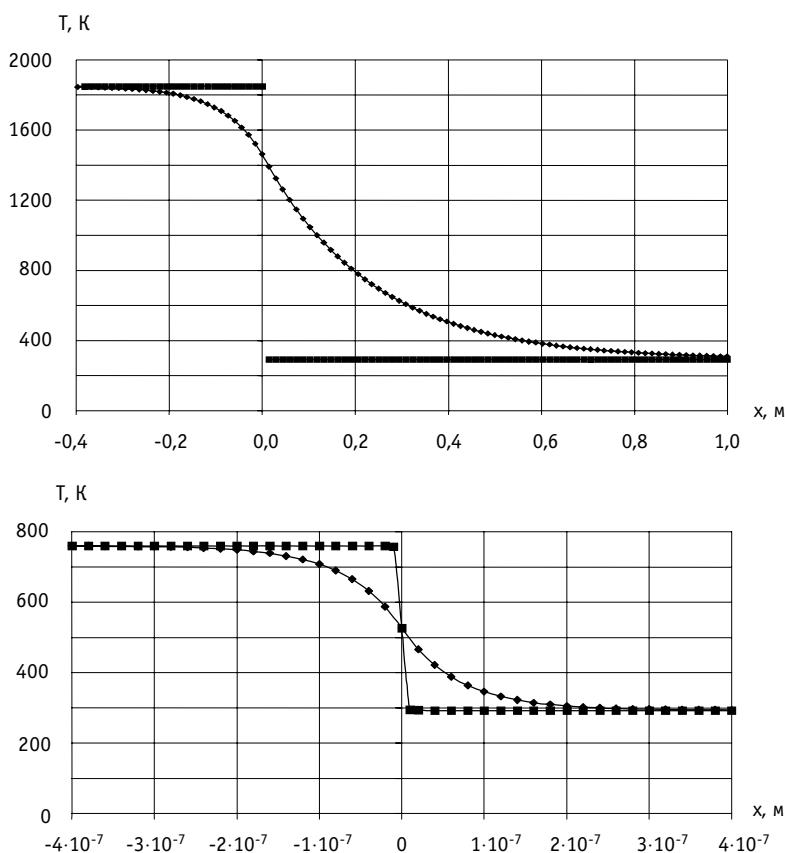


Рис. 4. Распределение температуры на фронте ударной волны: а) для висмута: ◆ - температура электронов, ■ - температура решетки; б) для алюминия: ◆ - температура электронов, ■ - температура решетки

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

1. На основании экспериментальных данных по удельным электрическим сопротивлениям и коэффициентам теплопроводности рассчитаны времена свободного пробега электронов в алюминии и висмуте. При изменении температуры висмута и алюминия от 293 К до 2000 К  $\tau_p$  изменяется от  $1.1 \cdot 10^{-12}$  до  $0.6 \cdot 10^{-12}$  и  $7.3 \cdot 10^{-15}$  до  $4.6 \cdot 10^{-16}$  соответственно.

2. Приведены рассчитанные коэффициенты диффузии электронов в висмуте до 2000 К, а в алюминии 1500 К. При нормальных условиях коэффициенты диффузии электронов висмута и алюминия равны  $D_e = 1.29 \text{ м}^2/\text{с}$  и  $D_e = 0.006 \text{ м}^2/\text{с}$  соответственно.

3. Представлены данные по расчету температуры решетки и электронов во фронте ударной волны. При ударном сжатии давлением в 340 кбар рассчитанная разность температур электронов и решетки достигает для висмута 1160 К, а для алюминия 230 К. Показано, что вклад энергии электронов в тепловую энергию металла пренебрежимо мал.

4. Размер зоны изменения температуры электронов в ударной волне составляет  $10^{-3}$  м и  $4 \cdot 10^{-7}$  м в висмуте и алюминии соответственно. Размер зоны изменения температуры решетки в ударной волне составляет около  $10^{-9}$  м в висмуте и алюминии.

## **Литература**

1. Трофимов А.И., Трофимов М.А., Худаско В.В. Бесконтактный метод измерения напряженного состояния металлов конструкций АЭС на основе явления возникновения ЭДС при ударных нагрузках//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2003. - №2. – С. 50-60.
2. Блат Ф. Физика электронной проводимости в твердых телах. – М.: Мир, 1971. – 470 с.
3. Зельдович Я.Б. и Райзера Ю.П. Физика ударных волн и высокотемпературных гидродинамических явлений. – М.: Физматгиз, 1963. - 632 с.
4. Таблицы физических величин/Под ред. И.К. Кикоина. – М.: Атомиздат, 1976. – 1008 с.
5. Киттель Ч. Введение в физику твердого тела/Пер. с англ.– М.: Наука, 1978. – 792 с.
6. Григорьев И.С., Мейлихов Е.З. Физические величины. – М.: Энергоатомиздат, 1991. - 1232 с.
7. Нестеренко В.Ф. О тепловой волне при ударном нагружении висмута//ФГВ. – 1973. – № 4. – С. 572-575.
8. Дербас А.А., Нестеренко В.Ф., Ставер А.М. О тепловой волне перед фронтом ударной волны в металлах//ФГВ. – 1972. – Вып. 8. – № 2. – С. 311-314.
9. Трофимов А.И., Трофимов М.А., Худаско В.В. Метод измерения напряженного состояния элементов конструкций АЭС на основе явления возникновения ЭДС в паре металлов при ударных нагрузках: Учебное пособие по курсам «Физические поля» и «Физические основы получения информации». – Обнинск: ИАТЭ, 2003. – С. 38.

Поступила в редакцию 22.05.2003

# МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ДОЗОВЫХ ПОЛЕЙ ПРИ ПЛАНИРОВАНИИ ОБЛУЧЕНИЯ РЕМОНТНОГО ПЕРСОНАЛА

**О.Л. Ташлыков\*, С.Е. Щеклеин\*, Н.И. Маркелов\*\***

\* ГОУ ВПО «Уральский государственный технический университет – УПИ»,

г. Екатеринбург

\*\* Концерн «Росэнергоатом», г. Москва



В статье показана роль этапа планирования в цикле оптимизации ремонтных работ, способы прогноза доз облучения персонала. Показаны проблемы моделирования доз, связанные с определением значений мощности дозы в различных точках рабочей зоны и времени работы в соответствующих радиационных полях. Приведены расчетные данные распределения полей мощности дозы от поверхностных и линейных источников.

В последние годы интегральное плановое облучение персонала АЭС неуклонно снижается благодаря комплексу организационных мероприятий, в том числе направленных на улучшение радиационной обстановки и на уменьшение времени пребывания персонала в зоне действия ионизирующих излучений. Однако для всех АЭС в мире характерно усложнение решения задачи поддержания облучения персонала на низком уровне в связи со старением оборудования и систем. Кроме того, в ближайшие годы предстоят значительные объемы работ по демонтажу радиоактивного оборудования при снятии АЭС с эксплуатации. В настоящее время не существует какого-либо одного мероприятия, способного существенно снизить облучаемость персонала. Поэтому в последние годы пристальное внимание обращено на оптимизацию организации радиационно опасных работ. При должном применении оптимальная организация радиационно опасных работ может привести как к снижению количества персонала, необходимого для выполнения работ и сокращению времени работы, следовательно, к снижению общей стоимости комплекса работ, так и к снижению доз облучения в соответствии с принципом ALARA\*.

Весь цикл оптимизации работ можно разбить на следующие этапы (рис.1): планирования, подготовки, выполнения работ, анализа выполненных работ и об-

\* ALARA (сокращение “As Low As Reasonably Achievable” – «настолько низко насколько разумно достижимо») – этот термин является квинтэссенцией положения МКРЗ о том, что «для любого отдельного источника в рамках данной практической деятельности значения индивидуальных доз, число облученных лиц и возможность подвергнуться облучениям, которые необязательно случатся, должны поддерживаться на столь низких уровнях, какие только могут быть разумно достигнуты с учетом экономических и социальных факторов».

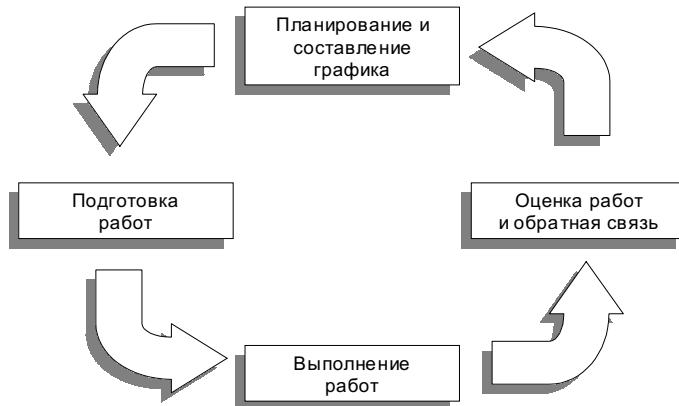


Рис.1. Схема оптимизации организации ремонтных работ

ратной связи [5]. При этом важное значение имеет замкнутость всех этапов цикла работ, т.е. последний этап одновременно является и первым для следующего цикла, т.к. без анализа выполненных работ, учета предложений работников по совершенствованию работ и устранению ошибок невозможно оптимизировать как весь комплекс работ, так и дозозатраты. Процесс оптимизации – это бесконечный процесс, который может только приближать совершенство выполнения работ к какому-либо пределу.

На этапе планирования должен быть разработан «Предварительный план ALARA», включающий индивидуальные и коллективные дозы, связанные с работой, а также приемлемые уровни измерения и контрольные индивидуальные уровни доз, на основе которых работник может быть отстранен от работы, а также контрольные коллективные уровни, которые могут быть сигналом к необходимости изменения рабочей процедуры. Так, на Курской АЭС одним из организационных мероприятий, направленных на снижение коллективной дозы, является запрет входа в зону контролируемого доступа (ЗКД) при достижении работником дозы облучения в 90% от контрольного уровня [3].

При планировании обязательным требованием является прогноз либо пооперационных доз, либо доз, связанных с различными вариантами защиты, т.е. необходимо знать, где, когда и во время каких операций формируются дозы облучения. В настоящее время общей проблемой является нехватка данных по финансовым затратам и дозам по отдельным операциям при техническом обслуживании и ремонте систем и оборудования АЭС. Несовершенство системы планирования и процедур прогнозирования дозовых затрат показывает сравнение количества работников, для которых запрашивалось разрешение Эксплуатирующей организации на превышение контрольного уровня (КУ) в 2000-2001 гг., с реальным количеством работников, получивших дозу, превышающую КУ (рис. 2).

Для внешнего облучения моделирование доз можно провести с использованием уравнений:

$$S = \sum_{i=1}^n H_i \cdot t_i \cdot N_i,$$

где  $S$  – интегральная (коллективная) доза,  $H_i$ ,  $t_i$  и  $N_i$  – соответственно мощность дозы, время выполнения операции и количество персонала, занятого в  $i$ -ой операции. Несмотря на простоту этого уравнения, определение его параметров представляет значительную трудность (например, снятие картограммы мощности доз в помещениях, определение времени выполнения отдельных операций, которое



Рис. 2. Прогнозируемое и реальное число работников АЭС, получивших в 2000-2001 гг. дозу более 20 мЗв

связано с квалификацией и опытом персонала). Кроме того, важное значение имеет разбивка работ на отдельные фрагменты с учетом возможностей дозиметрической системы.

Традиционная индивидуальная дозиметрия не может представить данные для оптимизации исследований, т.к. невозможно установить дозозатраты по отдельным операциям. Для этих целей необходима электронная дозиметрия в масштабе реального времени, и в настоящее время на АЭС России внедряются электронные прямопоказывающие дозиметры (например, ДКГ-АТ2503, ДКГ-АТ2503А), позволяющие производить измерения индивидуального эквивалента дозы Нр (10) и мощности эквивалентной дозы непрерывного рентгеновского и гамма-излучения в диапазоне от 50 кэВ до 1,5 МэВ, ведение "дозового журнала" – автоматической записи в энергонезависимую память до 800 значений дозы, накопленной за выбранный интервал времени (от 1 до 255 мин).

Для осуществления принципа ALARA необходимо знать величины доз для каждого варианта выполнения работ. При этом как для количественных, так и качественных методов оптимизации основным требованием является прогноз либо пооперационных доз, либо доз, связанных с различными вариантами радиационной защиты.

Для прогнозирования доз можно использовать два источника:

- данные по дозам облучения из накопленного опыта;
- моделирование радиационной обстановки.

Первый источник прогнозирования доз позволяет оценить мощность дозы излучения в различных точках помещения на основании опыта проведения аналогичных работ в предыдущие ремонтные кампании. Для эффективной реализации данного опыта требуется внедрение автоматизированной системы индивидуального дозиметрического контроля, позволяющей не только учитывать индивидуальные дозы облучения персонала, но и вести автоматизированный учет дозозатрат по основным видам работ для их дальнейшего планирования (управления). Кроме того, требуется разработка компьютерных изометрических схем оборудования для их использования в качестве постоянно обновляемых картограмм радиационной обстановки. Такие картограммы должны выдаваться в качестве приложения к дозиметрическому наряду.

Однако данный источник прогнозирования доз не всегда может учесть различные изменения в радиационной обстановке, связанные с отклонениями в работе

энергоблока (нарушение водно-химического режима, наличие негерметичных твэлов и т.д.), накоплением радиоактивных отложений на поверхности оборудования и трубопроводов и т.д. Поэтому весьма важна оценка радиационной обстановки с помощью математического моделирования с учетом вышеперечисленных факторов.

При планировании дозовых затрат (ДЗ) персонала важно знать дозовую емкость отдельных ремонтных операций  $g_i$  [1]. Это представляет собой трудоемкую задачу, поскольку согласно определению

$$g_i = \sum_{\xi_j} \dot{H}_{\xi_j} t_{\xi_j},$$

где  $\dot{H}_{\xi_j}$  – мощность дозы на рабочем месте  $\xi$ -го работника при выполнении  $i$ -й операции;  $t$  – время работы этого работника. При выполнении какой-либо работы работник перемещается в пределах так называемой рабочей зоны, в пределах которой мощность дозы может изменяться. Задача упрощается, если имеется картограмма распределения изодозных линий в помещении, где планируется проведение работ (рис. 3). Мощность дозы между соседними изодозными линиями может быть принята постоянной. В этом случае каждый из работающих, перемещаясь по помещению, находится в поле с мощностью дозы  $H_j$  в течение времени  $t_j$ , с. Зная пооперационные трудозатраты, на плане помещения, в рабочей зоне можно отметить места нахождения работника возле ремонтируемого оборудования. Таким образом, будет определено время  $t_j$  пребывания работника в каждой зоне с мощностью дозы  $H_j$ . Тогда индивидуальная доза, которую получит работник, будет составлять  $\sum_j H_j t_j$ . Следовательно, при планировании работ необходимо знать распределение мощности дозы по рабочей площадке (расположение изодозных линий). Получить картограмму радиационных полей можно на основании измерений мощности дозы в различных точках (весьма трудоемко и дозозатратно) или расчетным путем по основным источникам излучения в помещении.

Определение мощности дозы в конкретных точках помещения, где предполагается нахождение работника, может быть проведено на основании принципа суперпозиции радиационных полей, создаваемых источниками различной формы (точечными, линейными, цилиндрическими и т.д.) с использованием классических формул. Исходными данными для расчета являются прогнозируемые характеристики радиоактивного загрязнения оборудования, трубопроводов и поверхностей стен и пола помещения. На рис. 4 в качестве примера приведены результаты рас-

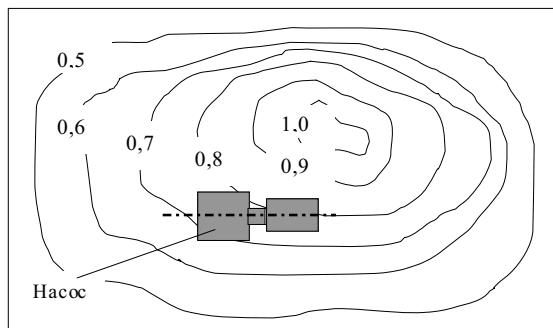


Рис.3. Пример распределения мощности дозы  $\gamma$ -излучения в расчетной плоскости (схема изодозных линий)

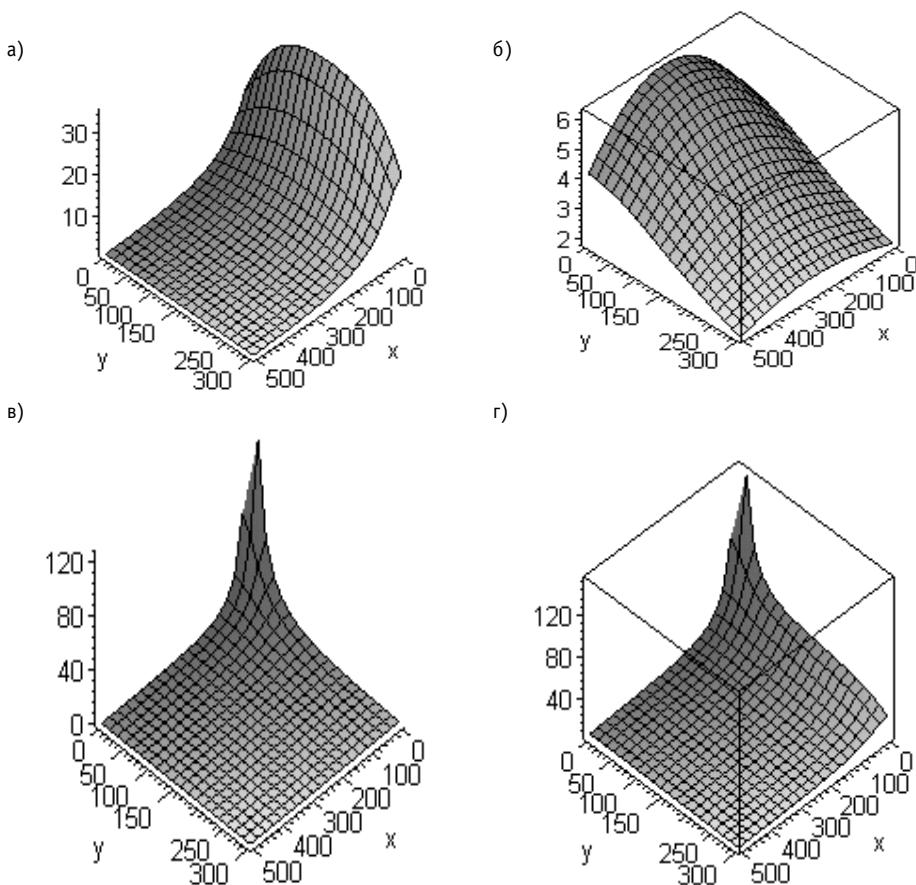


Рис.4. Поле мощности дозы излучения: а – от трубы, расположенной в плоскости YZ параллельно оси Y; б – от трубы, расположенной в плоскости XZ параллельно оси X; в – от трубы, расположенной вдоль оси Z ( $X=0, Y=0$ ); г – от трех трубопроводов, расположенных в плоскостях XZ, YZ, вдоль оси Z ( $X=0, Y=0$ ), определенное по принципу суперпозиции

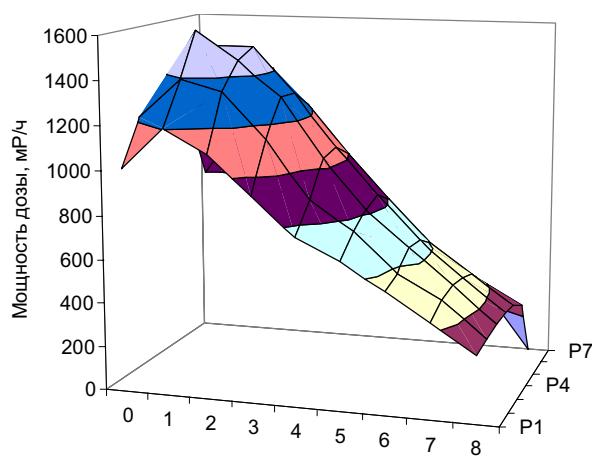


Рис.5. Поле мощности дозы  $\gamma$ -излучения от радиационно загрязненных поверхностей стен и пола помещения

чета полей мощности дозы  $\gamma$ -излучения от трубопроводов с радиоактивной средой, расположенных в трех направлениях, как для каждого трубопровода в отдельности, так и для всех трех. На рис. 5 представлен объемный график распределения мощности дозы  $\gamma$ -излучения от радиационно загрязненных поверхностей стен и пола помещения. Расчеты выполнены для горизонтальной плоскости, расположенной на высоте 1 м от пола.

### **Литература**

1. Носков А.А., Шамашов А.Ф. Об определении коэффициентов планирования дозовых затрат персонала АЭС // Радиационная безопасность и защита АЭС. – М.: Энергоиздат, 1982. - С. 80-82.
2. Практическая реализация методологии ALARA на АЭС. Методическое пособие. – М.: Росэнергоатом, 1999. – 186 с.
3. Радиация под контролем // Вестник концерна «Росэнергоатом». - 2003. - № 3. - С.18-20.
4. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Оптимизация ремонтных работ на АЭС с учетом дозовых затрат персонала/Экология. Экономика. Безопасность и подготовка кадров для атомной энергетики: Сб. научн. тр. – Екатеринбург: Изд-во УГТУ-УПИ, 2001. - С. 54-55.
5. Ташлыков О.Л. Ремонт оборудования атомных станций: Учеб. пособие для вузов / Под ред. С.Е.Щеклеина. – Екатеринбург: ГОУ ВПО УГТУ-УПИ, 2003. -320 с.

Поступила в редакцию 16.10.2003

# РАДИАЦИОННЫЙ ФАКТОР В ПРОБЛЕМЕ ПОВЫШЕНИЯ КОЭФФИЦИЕНТА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ УСТАНОВЛЕННОЙ МОЩНОСТИ АЭС

С.Е. Щекlein\*, О.Л. Ташлыков\*, Н.И. Маркелов\*\*

\* ГОУ ВПО «Уральский государственный технический университет - УПИ»,

г. Екатеринбург

\*\* Концерн «Росэнергоатом», г. Москва



Проведен анализ изменения коэффициента использования установленной мощности на АЭС России и за рубежом. Показана зависимость простоев АЭС в ремонте от облучаемости персонала. Поставлена проблема снижения дозовых затрат ремонтного персонала АЭС в связи с переходом на требования НРБ-99 по снижению облучаемости персонала в 2,5 раза. Проведен анализ облучаемости ремонтного персонала на АЭС России. Рассмотрены задачи оптимизации ремонтных работ на отдельных этапах: планирования, подготовки работ, выполнения работ, оценки работы и обратной связи. Освещены основные задачи повышения эффективности ремонтного обслуживания систем и оборудования АЭС, связанные со снижением облучаемости ремонтного персонала.

Атомная энергетика, как и любое промышленное производство, стремится к увеличению доходов и снижению затрат при условии поддержания достаточного уровня безопасности. Повышение доходов для АЭС означает увеличение до максимума времени эксплуатации, т.е. снижение до минимума времени на плановые остановы реактора с целью перегрузки топлива и проведения регламентных ремонтных работ. Снижение издержек связано с сокращением эксплуатационных затрат в период нормальной эксплуатации, а также в период перегрузки топлива. Эти две задачи могут показаться противоречащими задаче поддержания достаточного уровня безопасности. Однако многолетний мировой опыт эксплуатации показал, что обеспечение безопасности АЭС тесно связано с решением основных производственных и экономических задач, и никак не противоречит текущей работе станции. Предпринимаемые на АЭС меры по предотвращению аварий и отказов направлены одновременно на повышение и коэффициента готовности, и экономической эффективности станции.

В 2002 г. атомными станциями России выработано 139,8 млрд. кВт·ч электроэнергии, что составило 103,6% от выработки 2001 г. Коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) на АЭС России в 2002 г. составил 71,73% (рис. 1) [3], и предполагается его дальнейшее повышение (на некоторых отечественных блоках КИУМ достигает 82-83%). Основой роста выработки электроэнергии должна стать оптимизация ремонтных кампаний, продолжительность которых пока довольно велика (рис. 2). Среднее время нахождения энергоблоков в текущих и капитальных

© С.Е. Щекlein, О.Л. Ташлыков, Н.И. Маркелов, 2004

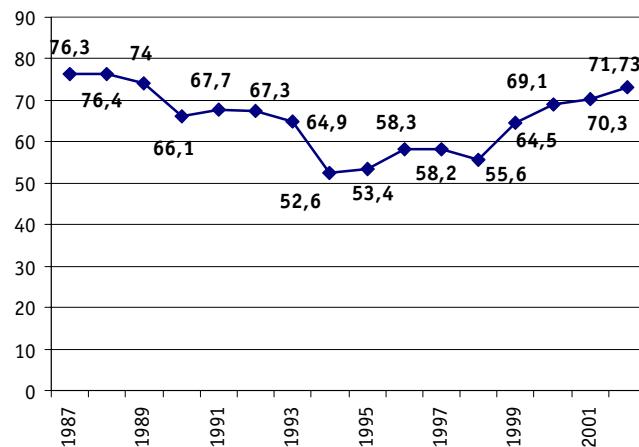


Рис.1. Средний коэффициент использования установленной мощности АЭС России в 1987-2002 гг.

ремонтах составляет до 20% (за рубежом этот показатель - 7-10%). Первопричины такого отставания находятся в проектах времен СССР. При их разработке закладывался КИУМ на уровне 75-80%, что определялось возможностями оборудования и технологий того времени. Кроме того, энергетика СССР была устойчивым образованием с большим запасом по мощности.

На многих зарубежных АЭС значение КИУМ составляет 85-90% и выше. Например, построенные по советским проектам АЭС с реакторами ВВЭР-440 Ловииса (Финляндия) и Пакш (Венгрия) входят в десятку лидеров по этому показателю, что свидетельствует о резерве роста у отечественных станций.

Спецификой технического обслуживания и ремонта (ТОиР) систем и оборудования АЭС является то, что многие работы могут проводиться только на остановленном энергоблоке и в условиях воздействия ионизирующих излучений. Кроме того, к ТОиР на АЭС предъявляются более высокие требования как с точки зрения ядерной и радиационной безопасности, качества ремонтных работ, так и с точки зрения готовности систем и оборудования, влияющих на безопасность.

В 1977 г. Международная комиссия по радиологической защите (МКРЗ) в своей 26-й публикации обобщила и проанализировала опыт работы в условиях облучения, сформулировала ряд положений в части критериев и принципов обеспечения радиационной безопасности, а также нормирования радиационных воздействий. Они были сформулированы на основе концепции беспороговой линейной зависимости «доза-эффект». Публикация МКРЗ-60, вышедшая в свет в 1990 г., содержит последние рекомендации комиссии.

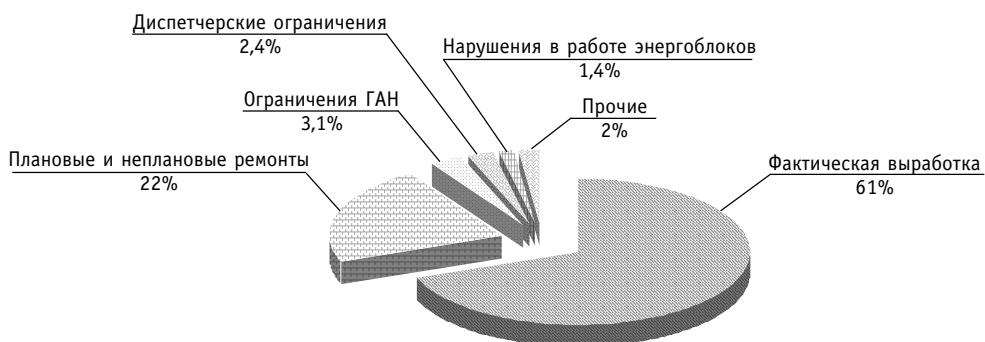


Рис.2. Выработка и потери электроэнергии на АЭС России в 2000 г.

Финляндия была первой страной, принявшей в свое законодательство Публикацию МКРЗ-60. С 1 января 1992 г. индивидуальные пределы доз в Финляндии основаны на общей сумме 5-ти лет, не превышающей 100 мЗв, причем годовая доза не должна быть более 50 мЗв. Таким образом, эффективная среднегодовая доза не должна превышать 20 мЗв. Вдобавок к этим пределам в Финляндии применяются и эксплуатационные ограничения. Ограничение, установленное регулирующими органами, применяется в случае, если на одном энергоблоке коллективная доза облучения (средняя за два года подряд) превышает 2,5 чел.-Зв на 1 ГВт установленной мощности нетто. При этом в регулирующий орган должен быть представлен отчет с изложением причин превышения, а также возможные меры по улучшению радиационной защиты. Кроме того, для выполнения любой задачи, где ожидается коллективная доза для работников 0,1 чел.-Зв или «значительный» риск внутреннего загрязнения, регулирующему органу должен быть заранее предоставлен документ с описанием задачи и соответствующих мер по радиационной защите [5].

В России после утверждения Госкомсанэпиднадзором в апреле 1996 г. новых Норм радиационной безопасности (НРБ-96) и выхода приказа министра Российской Федерации по атомной энергии (от 12 июля 1996 г. №413) о вводе в действие НРБ-96 (приказ по концерну «Росэнергоатом» от 14 августа 1996 г. №154) начался переходный период на требования новых Норм.

В связи с переходом в отечественной радиационной защите на новые Нормы радиационной безопасности НРБ-96 и Основные санитарные правила обращения с радиоактивными веществами ОСПОРБ-99, разработанные в соответствии с международными рекомендациями и правилами, остро встал вопрос по снижению в 2,5 раза пределов облучения персонала, и, в первую очередь, ремонтного, т.к. основной вклад в коллективную дозу облучения персонала АЭС вносят работы по техническому обслуживанию и ремонту. Это требует внимательного изучения зарубежного опыта при внедрении принципа оптимизации в практическую деятельность.

В ожидании предстоящего ужесточения нормативов по облучаемости персонала АЭС, концерн «Росэнергоатом» заблаговременно начал проводить политику снижения получаемых доз. Первым и весьма эффективным мероприятием оказалось директивное установление контрольного уровня (КУ) облучения персонала и командированных на АЭС лиц. Значения этих контрольных уровней определяли на основе анализа опыта эксплуатации лучших АЭС страны. Последовательно в 1991, 1994 и 1997 гг. были установлены КУ, равные 4, 3 и 2 сЗв (бэр) соответственно [2].

Дозы облучения более 20 мЗв на АЭС за 1997-2001 гг. имели 827, 801, 693, 291 и 110 чел. соответственно, причем основная часть этого персонала (756, 735, 559, 291 и 108 чел.) - работники АЭС с РБМК.

На начальном этапе снижать дозы облучения удавалось в основном за счет выполнения организационных мероприятий административного повышения требований к качеству подготовки и проведения работ в зоне контролируемого доступа. Для дальнейшего снижения дозовых нагрузок персонала необходимо внедрение на АЭС принципа ALARA. Основой применения этого принципа является процесс оптимизации, в котором снижение коллективной дозы сопоставляется с затратами на дополнительные меры защиты. Социальный выигрыш за счет уменьшения дозы облучения состоит в устранении гипотетических радиобиологических последствий. Кроме социального выигрыша применительно к АЭС, появляются два дополнительных фактора снижения издержек. Первый обеспечивает повышение эффективности эксплуатации реакторной установки благодаря облегчению доступа к ее узлам и системам вследствие снижения радиационных полей, второй – возрастание надежности узлов при их модернизации, принятой с целью снижения радиоактивных отложений (данный эффект непосредственно не связан с уровнями излучения).

## БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

Готовность АЭС в целом и доступность ее систем и узлов обратно пропорциональны уровню излучения на рабочих местах персонала. При этом уровень облучения некоторых групп персонала (например, операторов, дозиметристов и т.д.) практически не влияет на готовность АЭС. Однако продолжительность остановок на регламентный ремонт непосредственно связана со значениями уровней излучения (например, вблизи парогенераторов, приводов СУЗ). Поэтому, с точки зрения максимальной готовности АЭС, приоритетом должны пользоваться работы, прямо влияющие на время простоя, независимо ни от источника излучения (система или узел), ни от коллективной дозы.

Исследования, проведенные в США, показали, что продолжительность простоя зависит от дозы облучения только в тех случаях, когда ее значение близко к рабочим контрольным уровням. Частые смены групп в таких условиях и неизбежные при этом потери времени на радиометрический контроль и санобработку снижают производительность труда ремонтного персонала. Кроме того, при замене новые работники часть дозы получат еще до того как приступят к выполнению работы (бесполезная доза). Эта доза будет получена во время входа и выхода из зоны проведения работ, во время ознакомления с работой и подготовки инструментов. Дополнительным осложняющим фактором является необходимость применения средств индивидуальной защиты – респираторов, перчаток, спецобуви и т.п. В результате возрастает трудоемкость проведенной работы в сравнении с условиями меньших значений дозы.

Эффективность работы энергоблоков, коэффициент использования установленной мощности находятся в прямой зависимости от продолжительности ремонтной кампании, а безопасность эксплуатации – от качества технического обслуживания и ремонта. При этом большое внимание следует уделять проблеме качества ремонта, т.к. имеют место конкретные случаи остановки энергоблоков, произошедшие не в результате накопившихся дефектов, а вследствие некачественного технического обслуживания систем и оборудования. Достаточно сложно привести точные цифры по лишним дозам облучения, вызванным так называемой «повторной работой», но чаще всего даются оценки от 5 до 15%.

Снижение доз облучения не всегда стоит денег. Экономия трудозатрат одновременно означает сбережение денег и доз. Выполнение работ всегда займет все время, которое ему отведено. Следовательно, при свободном графике остановов все виды работ займут больше времени, чем при плотном графике! Таким образом, можно сэкономить трудозатраты просто плотным планированием графика. Небольшие превышения временных показателей не играют роли, т.к. при уплотнении графика достигается экономия денег и снижение коллективных доз (рис.3) [5]. Так, за счет совершенствования проведения операций на втором энергоблоке японской АЭС «Симанэ»

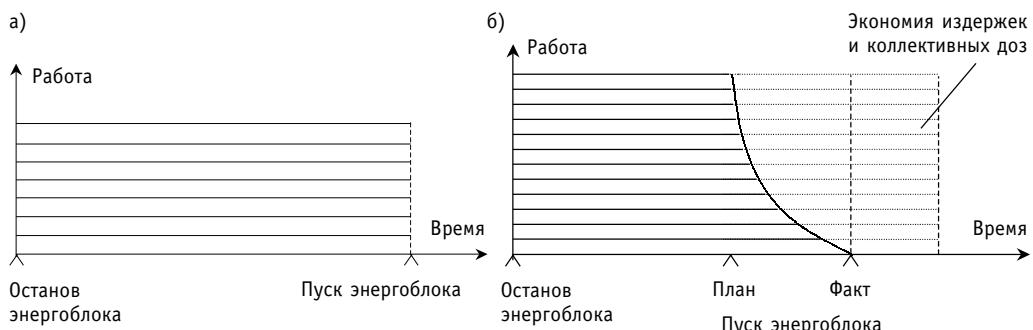


Рис.3. Свободный (а) и плотный (б) графики

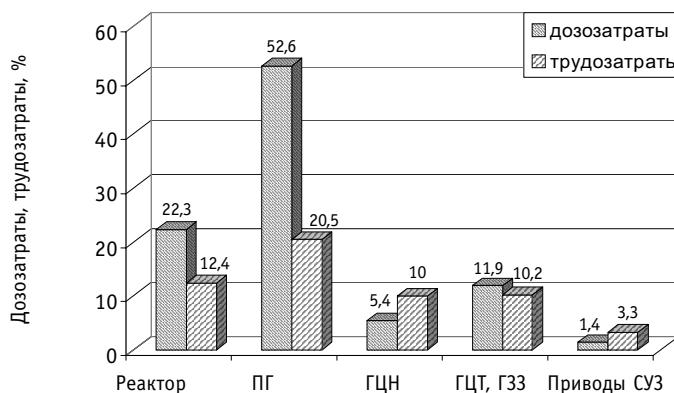


Рис.4. Вклад некоторого оборудования реакторной установки с ВВЭР-1000 в дозозатраты и трудозатраты при капитальном ремонте

(BWR, 820 МВт), длительность седьмой периодической проверки была сокращена по сравнению с шестой на 15 сут. Благодаря этому сокращению, КИУМ возрос примерно на 4%. При этом одним из путей уплотнения графика работ явился хронометраж процесса. Раньше при проверках операций, связанных с критическими процессами, операционный контроль осуществляли в течение суток. При переходе на почасовой контроль удается, опираясь на результаты таких проверок, повысить плотность работ за день и, следовательно, сократить продолжительность процесса. Итоги такого контроля позволили осуществить следующее: сокращение продолжительности демонтажа (с 15 до 6 ч), операций по перегрузке топлива; пересмотр процесса функциональных испытаний приводов регулирующих стержней; проведение операций пуска и остановки реактора и замены приводов регулирующих стержней за две рабочие смены; строгое соблюдение порядка почасового контроля; параллельное проведение внутрифирменных испытаний не зависимо от государственных и других инспекций [1].

Однозначно нельзя ответить на вопрос, в какой степени повышение КИУМ способствует снижению издержек, поскольку необходимо учитывать различные факторы. В приведенном примере сокращение простоя на 15 сут обеспечивает экономию около 10 млн. долл.

Подробный анализ дозовых затрат на АЭС России с реакторными установками В-320 впервые был проведен в 1990 г. Результаты анализа позволили выявить наиболее дозозатратные виды работ, операций (рис. 4), а также значительное различие дозовых затрат на выполнение отдельных видов однотипных операций на различных АЭС (рис. 5). Все это свидетельствовало о наличии потенциальных резервов для снижения облучаемости персонала отечественных АЭС при выполнении ремонтных работ. Для их реализации требуются схемы анализа на всех АЭС, оценка с помощью их количественных значений основных факторов, влияющих на облучаемость, использование этих данных при подготовке и в ходе проведения регламентного ремонта и, в частности, разработка и использование такого мощного фактора как нормативы дозозатрат на типовые операции и работы регламентного ремонта.

В 1993 г. на Калининской АЭС была создана Группа учета, анализа и планирования дозозатрат. Главная задача Группы заключалась в методическом и организационном обеспечении работ, направленных на снижение доз облучения и координации этих работ. Результаты изменения продолжительности ремонтов и коллективных доз, отнесенные на один блок Калининской АЭС с 1994 по 2001 гг. представлены на рис. 6.

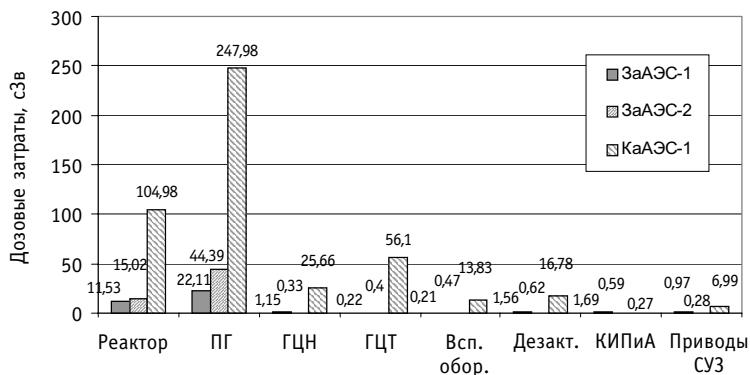


Рис.5. Дозовые затраты на ремонт отдельного оборудования реакторных установок В-320 Запорожской и Калининской АЭС (в типовой номенклатуре работ капитального ремонта – ППР-90)

Оптимальная организация работ может привести как к уменьшению числа работников, необходимых для выполнения работ, сокращению длительности работ в зоне действия ионизирующих излучений (следовательно, к снижению общей стоимости работ), так и к снижению доз облучения в соответствии с принципом ALARA). В общем виде процесс оптимизации ремонтных работ может быть разбит на следующие этапы: планирования, подготовки, выполнения работ, анализа выполненных работ и обратной связи.

На стадии планирования подлежат оптимизации многие аспекты эксплуатации АЭС, такие как применение робототехники, дезактивация, временная биологическая защита и т.д. Как составную часть планирования следует рассматривать предварительное изготовление деталей (предварительную сборку оборудования), перемещение узлов установок для обследования и ремонта в места с низким уровнем излучения, подготовку работников на тренажерах.

Современная философия радиационной защиты придает особое значение «общему управлению рисками», при котором и к внутреннему, и к внешнему облучению следует относиться одинаково. При концентрации внимания на защите от внутреннего облучения может возникнуть излишняя защита, т.е. использование респираторов и полных защитных костюмов, что увеличивает длительность пребывания в зоне действия повышенного излучения, а следовательно, возрастают дозы внешнего облучения. В США с 1 января 1994 г., согласно новым правилам, включенным в часть 20 тома 10 CFR, требуется выполнение программ, направленных на реализацию принципа ALARA в отношении доз для персонала. Часть 20 включает положения 26 и 30 Пуб-



Рис.6. Коллективные дозы облучения и продолжительность ремонтов, отнесенные на один блок Калининской АЭС, за период с 1994 по 2001 гг.

ликаций МКРЗ, которые теперь определяют дозу как общий эффективный дозовый эквивалент (TEDE). Он включает сумму внутренней (ожидаемого эффективного дозового эквивалента или CEDE) и внешней дозы (прямого дозового эквивалента или DDE). Для обеспечения выполнения принципа ALARA в отношении TEDE (снижение общего риска для работников) требуется оценка повышения или понижения общей дозы работника как результат использования респираторной защиты (в ядерной энергетике признано, что использование респираторной защиты снижает эффективность на 25%). Оценка TEDE должна проводиться во время планирования работ или анализа ALARA до начала работ, чтобы определить заранее, какую дополнительную дозу получит человек при проведении работ в респираторе. Изменения, вносимые в традиционную технологию проведения работ (например, постоянное увлажнение загрязненных поверхностей оборудования, дополнительная вентиляция и т.д.), могут явиться простым способом уменьшения концентрации радиоактивных веществ в воздухе и, таким образом, снизить потребность в дополнительных средствах индивидуальной защиты. При этом общая доза снижается.

Стадия подготовки работ относится к задачам, решаемым с целью подготовки исполнителя, рабочей площадки и оборудования или системы для работы. Все усилия по подготовке и обеспечению выполнения комплекса работ, включая создание благоприятной окружающей обстановки, имеют большое значение, если они создают оптимальные условия для обеспечения качественных результатов, а длительность работ, дозы и затраты удерживаются на минимально достижимом обоснованном уровне. Проведение радиационно опасных работ может быть оптимизировано отбором для их выполнения сотрудников, показавших при обучении лучшие результаты.

Рабочая площадка может быть усовершенствована с точки зрения оптимального использования вспомогательного оборудования и организации работ групп поддержки (например, установка лесов, временных защитных экранов, дезактивация, удаление радиоактивных отходов и т.д.). Прямое влияние подготовки работ трудно определить количественно, но анализ операций по ТОиР показывает, что в среднем от 20 до 30% коллективных доз являются следствием недостаточной подготовки работ (например, неприспособленность лесов), плохой настройки инструментов, отсутствия достаточной подготовки работников и т.д. Важным фактором, снижающим дозовую нагрузку, является перенос определенного объема работ в зоны с меньшими уровнями излучения (например, максимально возможное укрупнение конструкций в условиях мастерских и т.д.). Другим существенным фактором, определяющим оптимизацию рабочей площадки, является улучшение условий труда. Так, опросы, проведенные на ряде АЭС, показали что, например, недостаточное освещение увеличивает продолжительность выполнения операций (следовательно, и облучение) на 20%, затрудненное общение из-за масок при отсутствии аудиосвязи – на 20%, стесненность пространства – более чем на 20% и т.д.

На этапе выполнения работ необходимо проводить эффективный контроль за всеми процессами для достижения целей, поставленных на этапе планирования. При этом работники должны постоянно иметь исчерпывающую информацию о радиационной обстановке, что позволит снизить «необязательные» дозы и дозы при перемещениях. Очень важна непрерывная регистрация дозовых нагрузок и их сравнение с расчетным уровнем, который определяют на этапе планирования работ. Такой контроль может выявить новые цели или привести к пересмотру и оптимизации используемых методов проведения работ, если поставленные ранее цели не достигаются. Кроме того, на этом этапе производится сбор информации для обратной связи с целью помочь в руководстве работой в режиме реального времени и в последующем планировании аналогичных работ.

## БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

Оценка работы и обратная связь являются одновременно заключительным и начальным этапом, т.к. процесс оптимизации непрерывен. Оценка работ должна носить многогранный характер, т.е., кроме распределения коллективных и индивидуальных доз, необходимо фиксировать трудозатраты, количество работников, длительность работ (операций), недостатки и т.д. Для эффективной оптимизации необходим механизм гарантии осуществления обратной связи в работе (отслеживание предложений и т.п.) [4].

Для решения задачи дальнейшего повышения эффективности ремонтного обслуживания систем и оборудования АЭС можно выделить следующие основные направления, ряд из которых непосредственно связан со снижением облучаемости ремонтного персонала.

1. Совершенствование системы управления проведением технического обслуживания и ремонта энергоблоков АЭС.
2. Применение системы информационной поддержки ТО и ремонта.
3. Уменьшение регламентных объемов ТО и ремонта.
4. Внедрение новых высокопроизводительных технологий диагностики и ремонта.
5. Повышение качества подготовки ремонтного персонала.
6. Организация централизованного материально-технического обеспечения ремонтной кампании.
7. Повышение качества ТО и ремонта.

Внедрение высокопроизводительных технологий диагностики и ремонта оборудования АЭС предполагает разработку и приобретение для ремонтных служб и АЭС следующего оборудования:

- гайковертов для уплотнения главного разъема реактора, парогенераторов, ГЦН, сосудов и арматуры;
- дистанционных труборезов и сварочных автоматов для ремонта трубопроводов;
- систем диагностики технического состояния арматуры и оборудования;
- притирочных машин для ремонта уплотнительных поверхностей арматуры;
- легкосъемной теплоизоляции.

В настоящее время разработана программа «Развитие и повышение эффективности ремонтного обслуживания АЭС России на 2001-2005 гг.», в которой большое значение отводится совершенствованию системы ТОиР, научно-технической поддержки ТОиР, структуры ремонтных циклов и сокращению нормативных сроков ремонта. В частности, предполагается внедрение стратегии ремонта по техническому состоянию оборудования, для чего планируется:

- обоснование применения комбинированной стратегии ТОиР систем и оборудования АЭС (регламентированного и по техническому состоянию);
- разработка нормативных документов, регламентирующих порядок проведения ТОиР по техническому состоянию;
- разработка, приобретение и внедрение технических средств и методик диагностики и контроля состояния оборудования;
- внедрение установок дистанционного контроля технического состояния оборудования (ВТК, УЗК, вибродиагностика, видеосистемы);
- разработка системы ведения базы данных по состоянию оборудования, формирование и ведение базы данных на отраслевом уровне.

Для совершенствования структуры ремонтных циклов и сокращения нормативных сроков ремонта предполагается:

- формирование базы данных по надежности оборудования;
- анализ показателей надежности оборудования, имеющего ремонтный цикл менее 8 лет;

- подготовка технических обоснований и внесение изменений в нормативные документы;
- разработка мероприятий по переходу с 4-летней на 8-летнюю периодичность капитальных ремонтов реакторных и паротурбинных установок, генераторов;
- оптимизация и совершенствование технологии ремонта турбин и генераторов с целью сокращения сроков ремонта с внедрением информационно-диагностических систем и систем контроля;
- разработка программы технического освидетельствования оборудования с 8-летней периодичностью;
- обоснование возможности ремонта оборудования систем безопасности в межремонтный период и внесение изменений в нормативную документацию;
- разработка и внедрение предложений по изменению и оптимизации типовых программ эксплуатационного контроля состояния основного металла и сварных соединений оборудования и трубопроводов энергоблоков, в целях уменьшения объема контроля металла реакторной установки и трубопроводов, и обоснования изменения периодичности контроля реактора с 4 до 8 лет;
- обоснование увеличения периодов между ревизиями арматуры по результатам оценки ее технического состояния средствами диагностики.

В России потери в результате простоя энергоблока мощностью 1000 МВт в течение 1 суток оцениваются суммой в 200 тыс. долл. [6]. С этих позиций и нужно оценивать необходимость затрат на повышение качества ремонтных работ, разработку современных технологий ремонта, обучение специалистов, изготовление или приобретение новой оснастки и специального оборудования.

### **Литература**

1. Маяновский М.С. Разработка новых технологий и повышение эффективности японских АЭС // Атомная техника за рубежом. - 2000. - № 3. - С.20-24.
2. Новиков А. Состояние радиационной безопасности АЭС России // Бюллетень по атомной энергии. - 2002. - № 1. - С. 26-32.
3. Ташлыков О.Л. Ремонт оборудования атомных станций: Учеб. пособие для вузов / Под ред. С.Е.Щеклеина. - Екатеринбург ГОУ ВПО УГТУ-УПИ, 2003. - 320 с.
4. Ташлыков О.Л., Щекlein C.E. О роли обратной связи в оптимизации ремонтных работ и снижении дозовых затрат персонала/Международный конгресс «Энергетика-3000»: Тез. докл. (Обнинск, 21-23 октября 2002 г.). – Обнинск: ИАТЭ, 2002 . - С. 99-101.
5. Управление работами в атомной энергетике. - Вена, Австрия: Агентство по ядерной энергии. МАГАТЭ, 1998. - 169 с.
6. Обзор материалов Международной научно-практической конференции «Организация технического обслуживания и ремонта АЭС и повышение КИУМ энергоблоков»// Вестник концерна «Росэнергоатом». - 2000. - № 7. - С. 5-7.

Поступила в редакцию 16.10.2003

# АНАЛИЗ СТРУКТУРЫ ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ НАСЕЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНО ЗАГРЯЗНЕННЫХ ТЕРРИТОРИЙ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МНОГОУРОВНЕВЫХ АДАПТИВНЫХ МОДЕЛЕЙ ОЦЕНКИ ДОЗ

**В.И. Диценко\*, Б.И. Яцало\*, Г.Я. Брук\*\*, В.Ю. Голиков\*\***

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

\*\**Институт радиационной гигиены, г. Санкт-Петербург*



Приведены результаты анализа структуры доз облучения населения радиоактивно загрязненных территорий Брянской области с использованием компьютерных систем *DoseApplication* и ГИСПР *PRANA*. Представлено краткое описание многоуровневых адаптивных моделей оценки доз, реализованных в составе указанных компьютерных систем.

## ВВЕДЕНИЕ

В начальный период после аварии на Чернобыльской АЭС радиационное воздействие определялось короткоживущими радионуклидами, наиболее опасным из которых являлся  $^{131}\text{I}$ . В юго-западных районах Брянской и Калужской областей России концентрация йода в молоке в первые недели после аварии в десятки раз превышала допустимые уровни и составляла порядка 0.04-0.4 МБк/л [1, 2]. При этом, основными источниками излучения являлись: взвешенные в воздухе радиоактивные частицы, загрязненная поверхность земли, а также радионуклиды, попавшие в организм через органы дыхания или желудочно-кишечный тракт (ЖКТ).

В отдаленный период после аварии основную роль в формировании дозы облучения населения Брянской области играют радионуклиды  $^{137}\text{Cs}$  (в первые годы после аварии учитывались также радионуклиды  $^{134}\text{Cs}$ ). Согласно проведенным оценкам, вклад  $^{90}\text{Sr}$  в суммарную дозу облучения населения области в среднем не превышает 1-3% [3]. Особая опасность радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  обусловлена их высокой подвижностью в природных средах, а также ядерно-физическими свойствами, особенностями накопления и распределения по органам и тканям в организме человека. В этот период внешнее облучение от поверхности земли и внутреннее облучение от потребления загрязненных продуктов питания являются основными путями облучения населения.

Масштабное загрязнение используемых для проживания и ведения сельского хозяйства территорий стимулировало разработку целого ряда моделей оценки последствий радиоактивного загрязнения, ключевыми из которых являются модели оценки доз внешнего и внутреннего облучения населения. При этом, как прак-

© В.И. Диценко, Б.И. Яцало, Г.Я. Брук, В.Ю. Голиков, 2004

вило, указанные модели используются в составе компьютерных систем различного уровня сложности, в том числе и в системах поддержки принятия решений [4].

## АДАПТИВНЫЕ МОДЕЛИ ОЦЕНКИ ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ НАСЕЛЕНИЯ

В рамках работ по созданию геоинформационной системы поддержки принятия решений (ГИСПР) *PRANA* разработан целый ряд компьютерных приложений для оценки последствий загрязнения территории долгоживущими радионуклидами ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ) на примере пяти наиболее пострадавших районов Брянской области (Новозыбковский, Клинцовский, Гордеевский, Красногорский и Злынковский) [5, 6]. Ключевыми являются приложения, реализующие модели оценки загрязнения сельскохозяйственной продукции, доз внешнего и внутреннего облучения населения, а также радиационного риска и анализа защитных мероприятий (контрмэр).

Для оценки доз внешнего облучения местного населения используются усовершенствованные модели, позволяющие рассчитывать (средние) дозы для различных социально-возрастных групп, с учетом структуры жилого фонда и особенностей поведения в радиационном поле. Всего рассматривается пять основных социально-возрастных групп населения (индекс  $i$ ): дошкольники, школьники, пенсионеры, офисные рабочие и уличные рабочие. Среднегодовая эффективная доза внешнего облучения  $E_i$  (Зв/год) для представителя  $i$ -ой группы населения определяется следующим образом:

$$E_i(t) = k_{sn} d(t) k_i \sum_j f_j p_{ij} \quad (1)$$

$$d(t) = A^{137} r(t) \left[ g_{137} \exp(-\lambda^{137} t) + g_{134} \frac{A^{134}}{A^{137}} \exp(-\lambda^{134} t) \right], \quad (2)$$

где  $k_{sn}$  – параметр учета влияния снежного покрова на величину среднегодовой дозы внешнего облучения;  $d(t)$  – мощность поглощенной дозы в воздухе на высоте 1 м над поверхностью земли, Гр/год;  $k_i$  – коэффициент перехода от поглощенной дозы в воздухе к эффективной эквивалентной дозе в теле человека для  $i$ -ой группы населения (школьники  $k=0.8$ , дошкольники  $k=0.9$ , взрослые  $k=0.75$ ), Зв/Гр;  $f_j$  – фактор места (location factor),  $p_{ij}$  – фактор занятости (occupancy factor) – доля времени пребывания для представителей  $i$ -ой группы населения на  $j$ -ом типе местности,  $\sum_j p_{ij} = 1$ ;  $A^{137}$  – плотность поверхностного загрязнения почвы радионуклидами  $^{137}\text{Cs}$ , кБк/м<sup>2</sup>;  $r(t)$  – функция двухэкспоненциального вида описывающая уменьшение мощности дозы в воздухе со временем вследствие миграции радионуклидов цезия в почву;  $g_{134}$ ,  $g_{137}$  – отношение мощности поглощенной дозы в воздухе к поверхностной активности для контрольного [3] распределения радионуклидов  $^{134}\text{Cs}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в почве, (Гр/год)/(кБк/м<sup>2</sup>);  $\lambda^{134}$ ,  $\lambda^{137}$  – константы радиоактивного распада. Значения параметров модели определены в работе [3].

Помимо базовой модели оценки доз внешнего облучения, реализована версия модели, адаптированная для использования в ГИСПР *PRANA* и отличающаяся широкими возможностями формирования ареала пребывания представителей  $i$ -ой группы населения для конкретных населенных пунктов (НП) и его окрестностей. Ареал пребывания определяется посредством привязки полигонов (территории самого НП, близлежащих пастбищ, сенокосов, пахотных угодий, лесных массивов и др.) к данному НП; при этом могут быть использованы различные алгоритмы привязки (по заданному расстоянию от НП, по принадлежности к хозяйству, а также по выбору пользователя/эксперта). Данный подход позволяет проводить ана-

лиз широкого класса сценариев оценки доз населения на локальном уровне, что особенно важно в случаях неоднородной структуры загрязнения и/или применения защитных мероприятий.

Для оценки типа и параметров распределения индивидуальных доз внешнего облучения населения исследуемого региона была разработана вероятностная версия модели (1), (2). В ней используется та же система уравнений, что и в базовой модели, но при этом каждый из параметров является распределенной/случайной величиной. Указанный подход позволяет получить в качестве результата оценку распределения индивидуальных доз облучения населения. Определение типа и параметров распределения каждого из параметров модели было основано на результатах полевых исследований, выполненных в течение 10 лет после Чернобыльской аварии [3]. Необходимо подчеркнуть, что вероятностный подход используется, прежде всего, для анализа неопределенностей модельных оценок доз населения (см. также [7], где рассматривается проблематика использования вероятностных методов при проведении радиологических исследований).

Для оценки доз внутреннего облучения населения от потребления (местной) продукции, загрязненной долгоживущими радионуклидами  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$ , применяется следующая базовая модель:

$$H(t) = d_{137} \sum_j k_j^{137} C_j^{137}(t) V_j + d_{90} \sum_j k_j^{90} C_j^{90}(t) V_j, \quad (3)$$

где  $H(t)$  – эффективная доза внутреннего облучения, Зв/год,  $d_{137}$ ,  $d_{90}$  – дозовые коэффициенты для пищевого поступления радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  соответственно, Зв/Бк [3];  $k_j^{137}$ ,  $k_j^{90}$  – коэффициенты, учитывающие кулинарную и технологическую обработку  $j$ -го продукта питания,  $C_j^{137}$ ,  $C_j^{90}$  – средняя концентрация радионуклидов цезия и стронция соответственно в  $j$ -ом продукте питания, Бк/кг,  $V_j$  – потребление  $j$ -го продукта питания, кг/год.

Параметры модели ( $d$ ,  $V$ ) зависят от возрастной группы, для которой проводится оценка. При реализации моделей оценки доз внутреннего облучения учитывались следующие основные категории/группы населения:

- для среднего (взрослого) человека;
- для пяти возрастных групп: от 0 до 1 года, от 1 до 8 лет, от 8 до 12 лет, от 12 до 17 лет и старше 17 лет.

Как и в случае с оценкой доз внешнего облучения, для анализа неопределенностей модельных оценок доз внутреннего облучения используется вероятностная модель, основанная на уравнении (3), в котором ключевые переменные и параметры ( $C_j, V_j$ ) рассматриваются распределенными/случайными величинами.

Для реализации адаптивных моделей оценки доз внешнего и внутреннего облучения были разработаны процедуры настройки ключевых параметров базовых моделей на соответствующие данные мониторинга. В основе указанных процедур лежит использование метода наименьших квадратов с учетом ограничений на граничные значения параметров настройки. В общем виде задача настройки моделей формулируется следующим образом:

$$U(r_1 \dots r_m) = \sum_{i=1}^n (h_i - H_i(r_1 \dots r_m))^2 \rightarrow \min, \quad r_j^{\min} \leq r_j \leq r_j^{\max}, \quad j = 1 \dots m, \quad (4)$$

где  $U(r)$  – целевая функция,  $h_i$  – данные мониторинга для населенного пункта  $i$  (индивидуальные дозы внешнего/внутреннего облучения),  $H_i(r_1 \dots r_m)$  – функция, зависящая от параметров настройки  $r_j$ .

В качестве параметров настройки для моделей оценки доз внешнего облучения используются факторы занятости  $p_{ij}$ , а для моделей оценки доз внутреннего облучения – значения компонент рациона питания ( $V_1 \dots V_m$ ) для населения данно-

го НП или группы НП. Таким образом, адаптивные модели оценки доз позволяют улучшить качество модельных оценок за счет более адекватного учета параметров моделей применительно к конкретному объекту исследования.

## ОЦЕНКА ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ НАСЕЛЕНИЯ БРЯНСКОЙ ОБЛАСТИ

Эффективная доза облучения населения является одним из основных критериев оценки состояния окружающей среды и сферы жизнедеятельности человека [8]. Территории со среднегодовой (эффективной) дозой облучения населения, не превышающей 1 мЗв, считаются безопасными для проживания и хозяйственной деятельности человека. При дополнительной дозе облучения от 1 до 5 мЗв/год загрязненная территория определяется как зона радиационного контроля. В этой зоне должны проводиться мероприятия по снижению дозы на основе принципа оптимизации радиационной защиты. Если доза составляет от 5 до 20 мЗв/год, то территория определяется как зона ограниченного проживания населения.

Для Новозыбковского, Клинцовского, Гордеевского, Красногорского и Злынковского районов Брянской области, в соответствии с официальными данными за 1999 г., средняя годовая эффективная доза облучения 15% населения меньше или равна 1 мЗв, 84% населения подвергается дополнительному облучению с дозой от 1 до 5 мЗв/год и доза облучения около 1% населения не превышает 20 мЗв/год. При этом, вклад в дозу различных источников неодинаков. Представленная на рис. 1 гистограмма вклада внутреннего облучения в суммарную дозу позволяет сделать вывод о большей значимости данного источника облучения для населения Брянской области в настоящее время. Для более чем 80% населенных пунктов вклад внутреннего облучения в суммарную дозу превышает 50%. При этом, почти для 10% из них эффективная доза на 90% определяется внутренним облучением.

Результаты модельных оценок средневзвешенных по НП эффективных доз облучения сельского населения в 2004, 2010 и 2030 гг., выполненные с использованием ГИСППР PRANA, представлены в табл. 1.

Для каждого из годов в таблице приведены два значения – доза без использования КМ а), а также доза после использования сельскохозяйственных КМ и запретов на потребление продукции с загрязнением больше установленных нормативов (СанПин-2001 б). Сценарий проведения защитных мероприятий включает следующие основные меры (в случае загрязнения продукции выше установленных СанПин-2001 нормативов): на естественных угодьях – коренное улучшение пастбищ и сенокосов; на пашне – известкование.

Из приведенных данных видно, что наиболее неблагополучная радиоэкологи-

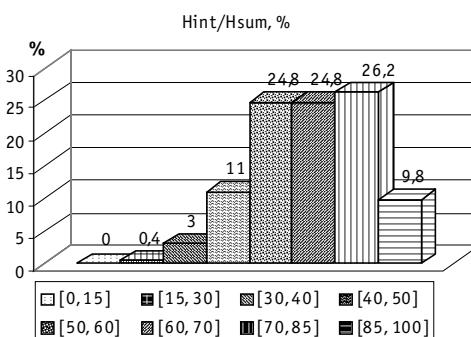


Рис.1. Гистограмма вклада внутреннего облучения ( $H_{int}$ ) в суммарную дозу облучения ( $H_{sum}$ ) населения Брянской области (по официальным данным о средних по НП пяти районов Брянской обл. дозах внутреннего и внешнего облучения за 1999 г.).

Таблица 1

**Оценка средней суммарной эффективной дозы облучения сельского населения Брянской области в 2004, 2010 и 2030 гг. а без и б) после проведения контрмер (КМ)**

	Официальные данные, 2001 г., мЗв/год	2004 год, мЗв/год		2010 год, мЗв/год		2030 год, мЗв/год	
		a)	b)	a)	b)	a)	b)
Пять районов	1.4	1.5	0.7	1.1	0.6	0.5	0.3
Новозыбковский	2.3	2.6	1.04	1.9	0.9	0.8	0.4
Клинцовский	0.8	0.8	0.4	0.6	0.33	0.3	0.2
Гордеевский	1.5	2.1	0.8	1.5	0.7	0.6	0.3
Красногорский	1.4	1.1	0.7	0.9	0.52	0.5	0.3
Злынковский	1.9	1.8	0.79	1.34	0.81	0.6	0.4

ческая обстановка наблюдается в Новозыбковском, Гордеевском и Злынковском районах Брянской области. Взвешенная, с учетом количества населения в НП доза облучения, здесь составляет 2.6 мЗв/год, 2.1 мЗв/год, 1.8 мЗв/год соответственно. Применение контрмер по сценарию б) приводит к уменьшению дозы в среднем более чем на 50% в 2004 г.

Интересно отметить тот факт, что в ряде случаев величина дозы после КМ практически не уменьшается с течением времени, а в некоторых случаях даже увеличивается. Например, средняя эффективная доза облучения после КМ для Злынковского района в 2004 г. составляет 0.79 мЗв/год, а в 2010 г. – 0.81 мЗв/год. Основной причиной появления указанного эффекта является (возможное) увеличение доли “чистой” местной продукции (т.е. продукции с загрязнением ниже установленных нормативов) в рационе населения вследствие применения КМ и/или увеличение среднего загрязнения “чистой” продукции в результате применения сельскохозяйственных КМ. Более подробно данный эффект рассмотрен в работах [7, 9].

Значение дозы внутреннего облучения зависит от многих факторов, включая количественный и качественный состав рациона питания человека, а также от загрязнения продукции растениеводства и животноводства. Проведенные оценки вклада основных компонент рациона питания в дозу внутреннего облучения населения Брянской области позволили выявить следующие закономерности:

- основными дозообразующими продуктами питания для населения Брянской области являются молоко и дары леса (грибы, ягоды);
- вклад молока в дозу внутреннего облучения сельского населения Брянской области в среднем составляет около 40%;
- вклад грибов и ягод в дозу внутреннего облучения сельского населения со-

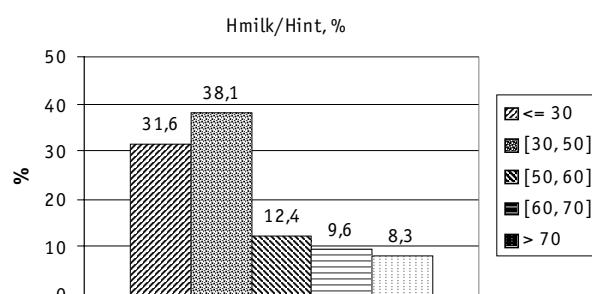


Рис.2. Относительный вклад молока ( $H_{milk}$ ) в дозу внутреннего облучения ( $H_{int}$ ) сельского населения Брянской области, 2004 г.

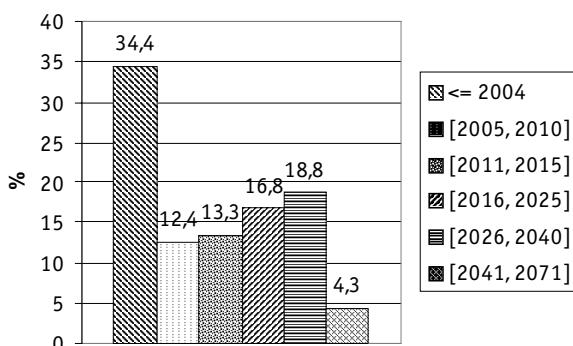


Рис.3. Распределение сельских НП Брянской области по временным интервалам, когда среднегодовая эффективная доза облучения населения станет меньше (или равна) 1 мЗв

ставляет в среднем около 48%.

Особый интерес представляет распределение населенных пунктов Брянской области по временным интервалам, когда доза облучения населения станет меньше 1 мЗв/год. Результаты соответствующих расчетов представлены на рис. 3.

Анализ полученных данных позволяет сделать следующие основные выводы:

- более 30% НП к настоящему времени характеризуются значением эффективной дозы облучения населения меньшей 1 мЗв/год;
- к 2010 г. доза облучения населения еще примерно в 12% НП станет меньше 1 мЗв/год;
- в период от 2010 до 2040 гг. доза облучения населения в большинстве оставшихся НП (около 50%) станет меньше 1 мЗв/год;

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработанный комплекс программных средств (блок оценки доз ГИСППР *PRANA*, автономная компьютерная система *DoseApplication*) позволяет проводить всесторонний анализ структуры доз внешнего и внутреннего облучения населения Брянской области. При этом учитываются особенности загрязнения рассматриваемых территорий, структура жилого фонда НП и социально-возрастной состав населения, а также количественные и качественные параметры рационов питания местного населения, характерные для рассматриваемых НП.

В качестве инструментальной среды разработки программных модулей использовался C++Builder; для хранения и обработки исходных данных применяются настольная СУБД Paradox и серверная СУБД Interbase; для создания электронных карт рассматриваемой территории, а также представления исходных данных и модельных оценок использовались возможности картографического пакета ArcGIS 8.1.

## Литература

1. Козьмин Г.В., Круглов С.В., Курганов А.А., Яцало Б.И. и др. Ведение сельского хозяйства в условиях радиоактивного загрязнения: Учебное пособие. – Обнинск: ИАТЭ, 1999. – 188с.
2. Guntay S., Powers D.A., Devell L. The Chernobyl reactor accident source term: development of a consensus view /One decade after Chernobyl: Summing up the consequences of the accident. V.2. IAEA-TECDOC-964, 1996.
3. Golikov V., Balonov M., Erkin V., Jacob P. Model validation for external doses due to environmental contamination by the Chernobyl accident //Health Physics. – 1999. – V. 77. – № 6. – P. 654-661.
4. Baverstam U., Fraser G. and Kelly G.N. (Eds) Decision Making Support for Off-site Emergency Management //Radiat. Prot. Dosim. 73(1-4) (1997).
5. 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

## ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

---

Consequences of a Nuclear Accident (Agrosphere)//Radiat. Prot. Dosim. – 1997. – V.73. – №№ 1-4. – P. 291-294.

6. Яцало Б.И., Пичугина И.А., Козьмин Г.В., Мирзебасов 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.

7. Яцало Б.И. Эффективность защитных мероприятий в условиях неоднородного загрязнения с/х продукции//Атомная энергия. – 1994. – Т.76. – Вып. 6. – С. 526-530.

8. Нормы радиационной безопасности (НРБ – 99). Ионизирующее излучение. Радиационная безопасность. /СП 2.6.1.758-99. М.: Минздрав России, 1999. – 115 с.

9. Yatsalo B.I. Can agricultural countermeasures lead to an increase in population doses? /Proc. of the 1996 Intern. Congr. on Rad. Prot. IRPA9 (April 14-19, 1996). - V.3. - P. 256.

Поступила в редакцию 8.09.2003

## ОЦЕНКА ЭКОЛОГИЧЕСКОГО РИСКА ДЛЯ НАЗЕМНЫХ ЭКОСИСТЕМ ПРИ ГИПОТЕТИЧЕСКИХ АВАРИЯХ НА АЭС

**Д.Ю. Кремленков, М.Ю. Кремленков**

НПО «Тайфун», г. Обнинск



Проведена оценка вероятного ущерба лесным и агроэкосистемам от аварийных выбросов цезия-137 и стронция-90 при гипотетических авариях на АЭС, основанная на использовании концепции радиоэкологического риска, включающей применение моделей распространения радиоактивных веществ в атмосфере и расчета поглощенных доз в критических группах экосистем. Показана зависимость вероятного радиоэкологического ущерба, выраженного в площади гибели экосистем, от масштабов аварийных выбросов радионуклидов, метеорологических условий, радиостойчивости критических групп растительных сообществ. Экологический риск, выраженный в виде возможной площади гибели экосистем в зоне, где дозовые нагрузки лежат в диапазоне от МЭПД до ЭПД, составляет при загрязнении цезием-137 хвойных лесов около 2%, лиственных лесов – от 4 до 9%, при загрязнении стронцием-90 сельскохозяйственных посевов – от 2 до 4%.

Известно, что с воздействием объектов ядерной энергетики на человека и окружающую среду связан ряд проблем, таких как экологические последствия радиационных аварий, хранение и транспортировка отработавшего ядерного топлива, захоронение радиоактивных отходов, действие малых доз ионизирующего излучения, химическое и тепловое загрязнение окружающей среды, отчуждение земель и другие [1]. До сих пор проявляются последствия наиболее крупных аварий на атомных энергетических объектах, которые сопровождались выбросами значительных количеств радиоактивных веществ, загрязнением обширных территорий, переселением людей. Исходя из вероятностного характера радиационных аварий, необходимо быть готовым к ним и заранее знать возможные экологические, экономические и социальные последствия. Существующие в настоящее время подходы к проведению оценок последствий радиационных аварий для населения связаны с использованием таких характеристик, как годовая эффективная коллективная доза, индивидуальный и коллективный риск стохастических и детерминированных эффектов, которые могут также быть оценены в стоимостном виде в форме экономического ущерба. Подобные оценки связаны с ожидаемым прямым или косвенным радиационным воздействием на организм условно среднего человека и не учитывают сопутствующего радиационного воздействия на живую природу.

В настоящей работе проведена оценка вероятного ущерба лесным и агроэкосистемам от аварийных выбросов при гипотетических авариях на АЭС для перво-

© Д.Ю. Кремленков, М.Ю. Кремленков, 2004

го этапа аварий, основанная на использовании концепции радиоэкологического риска, включающей применение моделей распространения радиоактивных веществ в атмосфере и расчета поглощенных доз в критических группах экосистем [2-7]. При аварии в окружающую среду поступают разнообразные газообразные продукты деления и топливные частицы. К наиболее опасным радионуклидам для экосистем и человека относятся  $^{131}\text{I}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ . Для иллюстрации подхода оценки радиоэкологического риска в работе выбраны  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$ . По аналогии с оценкой радиоэкологического риска для населения использовалось понятие индивидуального экологического риска ( $\rho$ ) для отдельных видов, который в соответствии с консервативным подходом можно представить в виде зависимости:

$$\rho = 0 \text{ при } D \leq \text{МЭПД} \quad (1)$$

$$\rho = p(D) * \beta * D \text{ при } \text{МЭПД} < D \leq \text{ЭПД} \quad (2)$$

$$\rho = p(D) \text{ при } D > \text{ЭПД}, \quad (3)$$

где  $D$  – поглощенная доза отдельных видов экосистемы, Гр;  $p$  – вероятность гибели отдельных видов экосистемы;  $\beta$  - коэффициент риска для различных экосистем; МЭПД - минимальный экологически значимый предел дозы (радиационные эффекты на уровне организмов, обратимые в течение короткого периода), Гр в год; ЭПД - экологически значимый предел дозы, определяемый радиоустойчивостью доминирующего вида экосистемы (радиационные эффекты необратимы).

Коллективный экологический риск  $R$  для сообщества, подвергающегося радиационному воздействию

$$R = \int_S P(D)dS, \quad (4)$$

где  $P(D)$  - вероятность гибели экосистемы, получившей дозу  $D$ ;  $S$  - площадь загрязненной экосистемы, га.

Ущерб, выраженный в виде площади зоны, ограниченной изолинией ЭПД,

$$[Y1] = \int_{S(D>\text{ЭПД})} P(D > \text{ЭПД})dS, \quad (5)$$

где  $P(D > \text{ЭПД})$  - вероятность гибели экосистемы, получившей дозу, превышающую ЭПД;  $S(D > \text{ЭПД})$  – часть площади экосистемы, где поглощенная доза превышает ЭПД, га.

Поскольку  $P(D > \text{ЭПД}) = 1$ , то

$$[Y1] = S(D > \text{ЭПД}) \quad (6)$$

Ущерб, выраженный в виде дополнительной площади ( $S_{\text{доп}}$ ), ограниченной изолиниями ЭПД и МЭПД рассчитывался по формуле:

$$[Y2] = \int_{S(\text{МЭПД} < D \leq \text{ЭПД})} P(\text{МЭПД} < D \leq \text{ЭПД})dS, \quad (7)$$

где  $P(\text{МЭПД} < D \leq \text{ЭПД})$  – вероятность гибели для экосистемы, получившей дозу  $D$  в интервале (МЭПД; ЭПД];  $S(\text{МЭПД} < D \leq \text{ЭПД})$  – часть экосистемы, где поглощенная доза  $D$  находится в интервале (МЭПД; ЭПД].

Для расчета величины ущерба в виде дополнительной площади гибели экосистем использовали формулу

$$[Y2] = \beta * (\sum_i \Delta S_i * D_{im} - \text{МЭПД} * \{S(\text{МЭПД}) - S(\text{ЭПД})\}), \quad (8)$$

где  $i$  – число интервалов, в пределах каждого из которых поглощенная экосистемой доза  $D_{im}$  равна

$$D_{im} = \frac{(\max[D_i] - \min[D_i])}{2},$$

где  $\max[D_i]$  и  $\min[D_i]$  – максимальная и минимальная дозы в интервале  $\Delta S_i$ ;  $\Delta S_i$  – интервал, в пределах которого поглощенная доза равна  $D_{im}$ , га.

Расчет доз облучения экосистем проводился по методике расчета поглощенных доз  $\beta$ -излучения и  $\gamma$ -излучения цезия-137 в критических группах лесных экосистем, с учетом характеристик радиоактивных выбросов, применением методов расчета распространения и рассеяния радиоактивных примесей в атмосфере [2-7]. При расчете приземной концентрации радионуклидов использовались такие параметры, как высота и мощность выброса, скорость ветра, категория устойчивости атмосферы, температурный градиент нижних слоев атмосферы, скорость гравитационного осаждения радиоактивных веществ, скорость радиоактивного распада и др. Для расчета поглощенной дозы за год в различных частях древесных растений использовались значения дозовых коэффициентов, полученных для лесных массивов Воронежской области [4].

Для оценки поглощенных доз  $\beta$ -излучения стронция-90 и иттрия-90 у сельскохозяйственных растений были использованы материалы работы [2], в которой представлена информация о распределении поглощенных доз по периодам развития растений для  $\beta$ -излучения стронция-90 и иттрия-90. Плотность радиоактивного загрязнения отнормирована на 1 Бк/(м<sup>2</sup>), а плотность почвы принята равной 1,4\*(10<sup>3</sup>) [кг/м<sup>3</sup>].

Расчет вероятных площадей гибели экосистем при гипотетических авариях на АЭС проводился по программе в среде Turbo Pascal. Обобщенные данные результатов расчета представлены в табл. 1-3. Количественная оценка экологического ущерба от загрязнения цезием-137 проводилась для экосистем хвойного и лиственного лесов, величина экологического предела дозы (ЭПД) которых составляет 30 и 300 Гр соответственно [5], при выбросах 10<sup>4</sup>, 10<sup>5</sup> и 10<sup>6</sup> Ки и различных классах устойчивости атмосферы. При этом за величину минимального экологического предела дозы для всех экосистем (МЭПД) принято 10 Гр.

В пределах зоны  $S_{30}$  дозовые нагрузки на экосистему хвойного леса выше экологического предела дозы (ЭПД), поэтому здесь можно ожидать полную гибель хвойного леса. Внутри зоны, ограниченной изолиниями 30 и 10 Гр, дозовые нагрузки лежат в пределах от МЭПД до ЭПД. Здесь вероятна частичная гибель леса ( $S_{don}$ ). Из табл. 1 видно, что с увеличением на порядок аварийных выбросов цезия-137 вероятная площадь полной гибели леса ( $S_{30}$ ) возрастает в 10-20 раз. Аналогично изменяется площадь дополнительной гибели хвойного леса ( $S_{don}$ ) и общая площадь погибшего леса ( $S_o$ ).

Экологический риск гибели хвойного леса в зоне, имеющей дозовую нагрузку от цезия-137 в пределах от МЭПД до ЭПД при аварийных выбросах, равных 10<sup>4</sup>-10<sup>6</sup> Ки, составляет примерно 2% для любых погодных условий. Это означает, что вероятная площадь дополнительной гибели хвойного леса ( $S_{don}$ ) составляет 2% от площади зоны, ограниченной изолиниями 30 и 10 Гр.

Экологический ущерб от аварийных выбросов цезия-137 в значительной мере будет определяться метеорологическими условиями. Наибольшие величины площадей  $S_{30}$  и  $S_{don}$  вероятны для класса устойчивости атмосферы F, при устойчивом состоянии атмосферы с умеренной скоростью ветра (2 м/с), при значительной температурной инверсии, когда значение вертикального градиента температуры достигает 1,6-4,0 град/100 м. Вероятная общая площадь гибели хвойного леса составляет 3,79 га. Наименьшее значение площади  $S_{30}$  и  $S_{don}$  отмечены при категории устойчивости атмосферы C. Эта категория погоды характеризуется слегка

## ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

---

неустойчивым состоянием атмосферы, слабой конвекцией при значительной скорости ветра (5 м/с).

Данные табл. 1 показывают, что с ростом температурного градиента в ряду классов устойчивости атмосферы *C-D-E-F* величина  $S_o$  увеличивается в 4-15 раз (при категории *E* и *F*). При выраженному неустойчивому состоянии атмосферы (классы *A* и *B*) величина вероятной площади гибели хвойного леса ( $S_o$ ) в 5-7 раз ниже, чем при устойчивом антициклональном типе погоды (класс устойчивости *F*). Снижению величины площади гибели хвойных лесов при неустойчивом состоянии атмосферы способствует увеличение скорости ветра. Так, в ряду классов устойчивости погоды *A-B-C* увеличение скорости ветра в 2,5-5 раз может сократить площадь гибели хвойных лесов в 1,5-3 раза.

Примечательно, что наименьшее увеличение (в 11-12 раз) ущерба с ростом масштабов аварийных выбросов цезия-137 от  $10^4$  до  $10^6$  Ки вероятно для катего-

Таблица 1

### **Экологический ущерб для хвойного леса от выбросов цезия-137 при различных метеоусловиях**

Суммарный выброс цезия-137, Ки	Категория устойчивости атмосферы	Площадь полной гибели леса, $S_{30}$ , га	$S_{\text{МЭПД}}-S_{\text{ЭПД}}$ , га	Площадь дополнител. гибели леса, $S_{\text{доп}}$		Общая площадь гибели леса, $S_o$ , га
				га	в % к $S_{\text{МЭПД}}-S_{\text{ЭПД}}$	
$10^4$	A	0,80	1,9	0,04	2,2	0,84
	B	0,55	1,6	0,03	2,2	0,58
	C	0,24	0,9	0,02	2,1	0,26
	D	0,34	1,3	0,03	2,1	0,37
	E	1,10	4,0	0,09	2,2	1,19
	F	3,53	12,5	0,26	2,1	3,79
$10^5$	A	9,4	21,2	0,46	2,2	9,9
	B	8,0	19,9	0,43	2,2	8,4
	C	4,4	11,6	0,25	2,2	4,7
	D	6,7	19,0	0,40	2,1	7,1
	E	21,2	63	1,32	2,1	22,5
	F	68	185	3,95	2,1	72
$10^6$	A	104	240	5,2	2,2	109
	B	103	266	5,7	2,1	109
	C	62	171	3,6	2,1	66
	D	103	316	6,5	2,1	110
	E	353	1063	22,4	2,1	375
	F	883	1646	38,4	2,3	921

рии устойчивости атмосферы  $A$ , а наибольшее (в 16-20 раз) при категориях  $D$  и  $E$  (табл. 1).

Расчеты, выполненные для лиственного леса (табл. 2), показали, что при выбросах цезия-137, равных  $10^4$  Ки, площадь зоны  $S_{300}$  ограниченной изолинией 300 Гр, равна нулю за исключением категории погоды  $A$ . Величина площади  $S_{\text{дол}}$ , лежащей в пределах зоны, ограниченной изолиниями 300 и 10 Гр, а, следовательно, и значения  $S_0$  составляют 0,04-0,62 га. С увеличением масштабов выбросов цезия-137 в 10-100 раз величина вероятного экологического ущерба для лиственного леса возрастает. Так, при выбросах цезия-137, равных  $10^5$  Ки, величина площади полной гибели леса  $S_{300}$  составляет 0,19-2,81 га, а при выбросах  $10^6$  Ки может достигать 3,7-56,8 га. Эти результаты показывают, что при одинаковых масштабах

Таблица 2

**Экологический ущерб для лиственного леса от выбросов цезия-137 при различных метеоусловиях**

Суммарный выброс цезия-137, Ки	Категория устойчивости атмосферы	Площадь полной гибели леса, $S_{300}$ , га	$S_{\text{мэпд}}-S_{\text{эпд}}$ , га	Площадь дополнител. гибели леса, $S_{\text{дол}}$		Общая площадь гибели леса, $S_0$ , га
				га	в % к $S_{\text{мэпд}}-S_{\text{эпд}}$	
$10^4$	A	0,01	2,4	0,19	8,0	0,20
	B	0	1,8	0,11	6,2	0,11
	C	0	0,9	0,04	3,9	0,04
	D	0	1,4	0,05	3,9	0,05
	E	0	4,3	0,19	4,5	0,19
	F	0	13,7	0,62	4,5	0,62
$10^5$	A	0,69	26,0	2,2	8,3	2,9
	B	0,48	23,8	2,1	8,7	2,6
	C	0,19	13,6	1,0	7,2	1,2
	D	0,28	21,8	1,5	6,9	1,8
	E	0,88	72	4,8	6,7	5,7
	F	2,81	215	15,0	7,0	17,8
$10^6$	A	8,1	293	23,0	7,9	31,1
	B	6,8	313	22,6	7,2	29,4
	C	3,7	197	13,6	6,9	17,3
	D	5,6	353	23,1	6,6	28,7
	E	17,9	1198	78	6,5	96
	F	56,8	2203	194	8,8	251

## ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

---

выбросов цезия-137 площади полной гибели лиственного леса ( $S_{300}$ ), где дозовые нагрузки превышают экологический предел дозы, значительно ниже (примерно в 15-20 раз), чем площади полной гибели хвойных лесов  $S_{30}$ .

Значения площадей дополнительной гибели лиственного леса  $S_{\text{доп}}$  в 3-7 раз превосходят значения  $S_{300}$ , т.е. есть ущерб от аварийных выбросов цезия-137 для лиственного леса более выражен в гибели леса в зоне, где дозовые нагрузки на экосистему лежат в пределах от МЭПД до ЭПД (от 10 до 300 Гр). В целом при одинаковых выбросах цезия-137, равных  $10^4$  Ки, величина общей площади погибшего лиственного леса  $S_o$  в 4-7 раз меньше, чем общая площадь погибшего хвойного леса, а при выбросах  $10^5$  и  $10^6$  Ки – в 3-4 раза, что согласуется с более высокой радиочувствительностью хвойных лесов по сравнению с лиственными [8].

Как и для хвойного леса, атмосферные выпадения цезия-137 представляют наибольшую опасность для лиственного леса при устойчивом состоянии атмосферы,

Таблица 3

### **Экологический ущерб для сельскохозяйственных посевов от выбросов стронция-90 при различных метеоусловиях**

Суммарный выброс цезия-137, Ки	Категория устойчивости атмосферы	Площадь полной гибели посевов, $S_{60}$	S <sub>мэпд</sub> -S <sub>эпд</sub> , га	Площадь дополнител. гибели посевов		Общая площадь гибели посевов, $S_o$
				$S_{\text{доп}}, \text{га}$	в % к S <sub>мэпд</sub> -S <sub>эпд</sub>	
$10^4$	A	0,27	2,2	0,09	3,9	0,36
	B	0,08		0,07	3,9	0,15
	C	0		0,02	2,0	0,02
	D	0		0,03	2,0	0,03
	E	0		0,11	2,6	0,11
	F	0		0,36	3,4	0,36
$10^5$	A	4,08	22,2	0,86	3,9	4,9
	B	3,22		0,77	3,8	4,0
	C	1,82		0,51	3,7	2,3
	D	2,66		0,77	3,6	3,4
	E	7,83		2,25	3,6	10,1
	F	19,9		5,61	3,7	25,5
$10^6$	A	42,4	231	8,9	3,8	51,3
	B	39,1		9,0	3,7	48,1
	C	25,6		6,3	3,6	31,9
	D	39,6		10,6	3,6	50,2
	E	121		32,7	3,6	154
	F	288		60,6	4,1	349

слабом ветре, температурных инверсиях (классы устойчивости атмосферы *F* и *E*), а наименьшую – при слабой конвекции и при нейтральном состоянии атмосферы и сильном ветре (5 м/с), т.е. при классах устойчивости атмосферы *C* и *D*.

При сильно развитой конвекции (класс устойчивости атмосферы *A*) площадь гибели лиственного леса снижается в 3-8 раз (в зависимости от масштабов выбросов) по сравнению с классом устойчивости атмосферы *F*. При классах устойчивости атмосферы *C* и *D* общая площадь гибели лиственного леса  $S_o$ , при всех масштабах выбросов имеет наименьшие значения.

Увеличение скорости ветра в ряду категорий устойчивости атмосферы *A-B-C* также, как и для хвойных лесов, способствует снижению экологического ущерба для лиственного леса в 2-5 раз.

Экологический риск гибели лиственного леса в зоне, ограниченной изолиниями 300 и 10 Гр, составляет 4-9%. Причем, наименьшие значения риска (3-4%) отмечены при выбросах  $10^4$  Ки и категориях погоды *C* и *D*.

Для сельскохозяйственных посевов значение ЭПД составляет 60 Гр [5]. При выбросах стронция-90, равных  $10^4$  Ки, площади полной гибели  $S_{60}$  сельскохозяйственных посевов равны нулю, лишь при категориях устойчивости атмосферы *A* и *B* они составляют 0,1-0,2 га (табл.3). Площади дополнительной гибели агрокосистем,  $S_{\text{доп}}$ , колеблются от 0,02 до 0,36 га и являются основной частью ущерба (за исключением категорий погоды *A* и *B*). Максимальный ущерб от дополнительной гибели посевов вероятен при устойчивом состоянии атмосферы (категория *F*). Он в 5-6 раз выше, чем при неустойчивом состоянии атмосферы (категории *A* и *B*). Минимальное значение дополнительного ущерба отмечено при категории состояния атмосферы *D*.

Вероятный общий ущерб для агрокосистем, выраженный в общей площади погибших посевов ( $S_o$ ), имеет максимальные значения при категориях устойчивости атмосферы *F* и *A*. Неустойчивое состояние атмосферы (категория *C*) и сильный ветер уменьшают величину вероятного ущерба агрокосистемам по сравнению с категориями погоды *F* и *A* в 19 раз.

При выбросах стронция-90, равных  $10^5$  и  $10^6$  Ки, площади зон, где дозовые нагрузки превышают ЭПД и происходит полная гибель посевов,  $S_{60}$ , составляют соответственно 1,8-20 га и 26-288 га. Значения  $S_{\text{доп}}$  в 3-4 раза ниже, чем  $S_{60}$ .

Наибольший ущерб для сельскохозяйственных посевов от выбросов стронция-90, равных  $10^5$  и  $10^6$  Ки, вероятен при устойчивом состоянии атмосферы (категория *F*), наименьший – при категории погоды *C*.

Риск дополнительной гибели агрокосистем в зоне с дозовыми нагрузками, лежащими в пределах от ЭПД до МЭПД, от выбросов стронция-90 составляет 2-4%.

Таким образом, использование концепции радиоэкологического риска, основанной на линейной зависимости вероятности гибели экосистем от дозы в диапазоне от МЭПД до ЭПД и проведение расчетных исследований по программе в среде Turbo Pascal, включающих расчет распространения радиоактивных веществ в атмосфере, расчет поглощенных доз в критических группах лесных и агрокосистем, расчет экологического риска, выраженного в вероятной дополнительной гибели экосистем, дозовые нагрузки которых ниже экологического предела дозы, позволил сделать следующие выводы:

- экологический ущерб для наземных экосистем от воздействий аварийных выбросов цезия-137 и стронция-90 в значительной мере зависит от масштабов аварийных выбросов радионуклидов, метеорологических условий, радиоустойчивости критических групп растительных сообществ;

- экологический риск, выраженный в виде возможной площади гибели экосис-

тем (доля площади территорий зон, где дозовые нагрузки лежат в диапазоне от МЭПД до ЭПД), составляет при загрязнении цезием-137 хвойных лесов около 2%, лиственных лесов – от 4 до 9%, при загрязнении стронцием-90 сельскохозяйственных посевов – от 2 до 4%;

- при увеличении масштабов выбросов цезия-137 от  $10^4$  до  $10^5$  КИ вероятный ущерб для экосистемы хвойного леса, выраженный в площади погибших растительных сообществ, возрастает в 12-19 раз в зависимости от погодных условий, а для экосистемы лиственного леса – в 15-36 раз. При увеличении масштабов выбросов цезия-137 от  $10^5$  до  $10^6$  КИ вероятный ущерб для экосистем хвойного и лиственного леса возрастает в 11-17 раз. При увеличении масштабов выбросов стронция-90 от  $10^4$  до  $10^5$  КИ вероятный ущерб для экосистемы сельскохозяйственных посевов, выраженный в площади погибших растительных сообществ, возрастает в 14-117 раз, а при увеличении масштабов выбросов от  $10^5$  до  $10^6$  КИ – в 10-15 раз;

- наибольший экологический ущерб для экосистем от загрязнения радионуклидами вероятен при устойчивом состоянии атмосферы (категория F), наименьший – при неустойчивом состоянии атмосферы и сильном ветре (категория C);

- в зависимости от масштабов выбросов радионуклидов и погодных условий вероятный экологический ущерб для хвойного леса в 3-7 раз выше, чем для лиственного леса, что обусловлено более высокой чувствительностью хвойных деревьев к радиационным воздействиям .

Оценка вероятного экологического ущерба на основе концепции экологического риска позволяет учитывать дополнительные потери экосистем при радиактивном загрязнении в диапазоне от МЭПД до ЭПД.

### **Литература**

1. Крышев И.И., Рязанцев Е.П. Экологическая безопасность ядерно-энергетического комплекса России. – М.: ИздАТ, 2000. – 384 с.
2. Алексахин Р.М., Васильев А.В., Дикарев В.Г. Сельскохозяйственная радиоэкология/Под ред. Р.М. Алексахина, Н.А. Корнеева. – М.: Экология, 1992. – 400 с.
3. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. – 4-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1991. – 352 с.
4. Радиационная безопасность и защита населения: Тез. докл. Международной научно-практической конф. – Екатеринбург, 1995. – 124 с.
5. Романов Г.Н. Ликвидация последствий радиационных аварий. Справочное руководство. – М.: ИздАТ, 1993. – 336 с.
6. Zabudko A.N. The IAEA model for Aiding Decisions on Contaminated Forest and Forestry products. Technical Committee meeting held 30 October-3 November 1995.
7. Общие положения безопасности АЭС. Методы расчета распространения радиоактивных веществ с АЭС и облучение окружающего населения. Нормативно-технический документ стран-членов СЭВ и СФРЮ 38.220.56-84. – М.: Энергоатомиздат, 1984.
8. Козубов Г.М., Таскаев А.И. Динамика радиационного поражения и восстановительных процессов в хвойных насаждениях в 10-километровой зоне контроля аварии на ЧАЭС//Радиационная биология. Радиоэкология. – 1995. – Т. 35. – Вып. 6. – С. 836-844.

Поступила в редакцию 15.01.2003

# МАТЕМАТИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ИДЕНТИФИКАЦИИ РАСХОДА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ТОПЛИВНОМ КАНАЛЕ РЕАКТОРА РБМК НА ОСНОВЕ ИНФОРМАЦИИ ОБ АЗОТНОЙ АКТИВНОСТИ

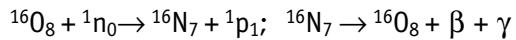
**А.М. Загребаев, Н.В. Овсянникова, А. Е. Артемьев, Н.И. Миронов**

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



Описывается математическая модель активации теплоносителя в топливном канале реактора РБМК и возможности ее использования для определения расхода теплоносителя при работе на номинальном и пониженном уровне мощности, а также для интерпретации активных и пассивных экспериментов по идентификации расхода. Рассматривается алгоритм восстановления расхода теплоносителя, основанный на экспериментальной информации об азотной активности теплоносителя системы контроля герметичности оболочек тепловыделяющих элементов (системы КГО), файлов состояния энергоблока и математической модели активации теплоносителя. Приводятся результаты восстановления расхода по экспериментальным данным Курской и Игналинской АЭС с помощью созданного математического обеспечения.

Расход теплоносителя через топливный канал является одним из параметров, определяющих безопасную работу энергоблока с реактором РБМК. Для контроля расхода служат расходомеры ШТОРМ, установленные на входе в каждый канал[1]. В процессе эксплуатации по разным причинам погрешность определения расхода возрастает и нередки ситуации, когда показания некоторых расходомеров верить нельзя, т.е. появляются «запрещенные» расходомеры. Это обстоятельство накладывает дополнительные ограничения на режим эксплуатации (например, при проведении перегрузок топлива или подъема мощности после кратковременных остановок). По этой причине актуальным представляется поиск дополнительных информационных каналов о расходе теплоносителя. Такой канал существует благодаря тому обстоятельству, что водный теплоноситель в активной зоне активируется быстрыми нейtronами. При этом протекают реакции  $^{16}\text{O}(\text{n},\text{p})^{16}\text{N}_7$ ,  $^{17}\text{O}(\text{n},\text{p})^{17}\text{N}_7$ , первая из которых



вносит наибольший вклад в наведенную активность. Эта реакция протекает на нейтронах с энергией более 9,638 МэВ с образованием радионуклида  $^{16}\text{N}$  ( $T_{1/2} = 7,11$  с), испускающего гамма-кванты с энергиями 6,13 – 7,11 и 2,75 МэВ. Сечение

© А.М. Загребаев, Н.В. Овсянникова, А. Е. Артемьев, Н.И. Миронов, 2004

активации, усредненное по спектру деления –  $0,019 \cdot 10^{-31} \text{ м}^2$  [2].

Понятно, что наведенная активность зависит от величины плотности потока быстрых нейтронов, следовательно, от мощности, а в точке измерения активности от времени доставки, т.е. при известном расстоянии – от расхода теплоносителя. Таким образом, величина азотной активности теплоносителя несет в себе информацию и о мощности, и о расходе. Этот факт привлек внимание исследователей более 30 лет назад применительно к корпусным реакторам с водой под давлением. Были созданы и внедрены в эксплуатацию информационные измерительные системы, основанные на этом принципе, позволяющие с высокой точностью определять основные лимитирующие параметры (для расхода теплоносителя первого контура относительная погрешность составляет 2 – 3%, для тепловой мощности 1,5 – 2% при доверительной вероятности 0,95) [3].

Одной из основных составляющих этих систем является математическое обеспечение, включающее модель активации теплоносителя, т.е. связь измеренного значения активности с определяемыми параметрами. Запишем условно эту связь в виде  $A=f(W,G)$ , где  $W$  – мощность,  $G$  – расход теплоносителя. Для реакторов с некипящим теплоносителем используется довольно простая модель [3]. Действительно, конструктивно детекторы гамма активности азота (рис. 1) расположены на горячей (точка 1) и холодной (точка 2) нитках главного циркуляционного контура. Если  $A_1$  – активность выделенного объема в точке измерения 1, а  $A_2$  – активность в точке измерения 2, то вследствие радиоактивного распада ядер азота при движении по контуру, время прохода теплоносителя

$$t = \ln(A_1 / A_2) / \lambda,$$

где  $\lambda$  – постоянная распада,  $\text{с}^{-1}$ .

Зная расстояние между точками, определяем скорость теплоносителя, а следовательно, и расход. Конечно, эта модель отображает лишь сущность метода. На практике она уточняется за счет введения различных коэффициентов, учитывающих реальную геометрию детекторов, ослабляющих свойства материалов и т.д.

Успешное применение данного подхода на реакторах типа PWR инициировало исследователей на изучение возможности его использования применительно к реакторам типа РБМК с кипением теплоносителя в каналах. Однако математические модели активации и методы определения расхода теплоносителя, используемые в реакторах с водой под давлением, в данном случае не применимы. Обусловлено это как кипением в канале, так и конструкцией системы КГО.

Принципиальная схема детектирования азотной активности на энергоблоках с реакторами РБМК изображена на рис. 2. Пароводяные коммуникации (ПВК) после выхода из реактора группируются в так называемые нитки, каждая из которых содержит по 115 ПВК, всего таких ниток 16. Нитки расположены параллельно друг другу. Восемь сдвоенных коллиматоров с блоками детектирования устанавливаются на тележках и передвигаются в коробах вдоль вертикально расположенных

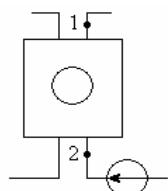


Рис.1. Принципиальная схема измерения расположения гамма-детекторов в реакторе типа ВВЭР

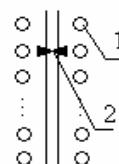


Рис.2. Принципиальная схема расположения гамма-детекторов в реакторе типа РБМК:  
1 - пароводяная коммуникация; 2 - сдвоенные детекторы

рядов ПВК. При движении детекторы регистрируют г-кванты от трубопровода, напротив которого находится в данный момент коллимационное отверстие. Сигналы по кабелям подаются на сигнально-измерительную аппаратуру. Тележка может передвигаться с различной скоростью. При быстром проезде нитка сканируется за время около 5 мин, при медленном – за 30 мин. Можно остановить тележку на постоянный контроль около ПВК нужного канала. Важно отметить, что активность теплоносителя на каждой ПВК фиксирует лишь один датчик, и по этой причине невозможно определять расход по тому же принципу, как на реакторах типа PWR. Однако автоматизация работы системы КГО (например, на Курской и Игналинской АЭС) дает возможность оперативного сбора и обработки большого объема экспериментальной информации, а использование при этом современных ЭВМ позволяет применять новые подходы к решению задачи определения расхода теплоносителя по измеренному значению азотной активности. В первую очередь, это касается разработки детальной математической модели активации теплоносителя, максимально учитывающей существенные особенности процесса, затем набора экспериментального материала для адаптации модели и, наконец, разработки алгоритмов идентификации неизвестного параметра в условиях действия помех.

## МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ АКТИВАЦИИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

В топливном канале (ТК) реактора РБМК теплоноситель, поступающий на вход в активную зону, нагревается до температуры насыщения на экономайзерном участке, затем частично испаряется на испарительном участке. Таким образом, характерная особенность процесса активации – наличие двух фаз: жидкой и паровой. Физической моделью двухфазного потока, охватывающей широкий круг режимов и практически применяемой для РБМК, является модель гомогенного потока со скольжением (ГСМ). При этом концентрации фаз можно считать непрерывными функциями координат [4]. Именно такая модель потока и принята при выводе модели активации теплоносителя.

### Введем следующие обозначения:

$N'$  – концентрация ядер азота в жидкой фазе теплоносителя,  $\text{м}^{-3}$ ;  
 $N''$  – концентрация ядер азота в паровой фазе теплоносителя,  $\text{м}^{-3}$ ;  
 $z$  – координата по высоте АЗ и ПВК, м ;  
 $S$  – проходное сечение ТК или ПВК,  $\text{м}^2$ ;  
 $W$  – мощность ТК, МВт;  
 $\bar{W}_0$  – средняя мощность окружения ТК, МВт;  
 $\lambda = 0,101 \text{ с}^{-1}$  – постоянная распада ядер азота;  
 $\rho'$  – плотность воды на линии насыщения,  $\text{кг}/\text{м}^3$ ;  
 $\rho''$  – плотность пара на линии насыщения,  $\text{кг}/\text{м}^3$ ;  
 $G$  – массовый расход,  $\text{кг}/\text{с}$ ;  
 $\omega'$  – скорость жидкой фазы,  $\text{м}/\text{с}$ ;  
 $\omega''$  – скорость паровой фазы,  $\text{м}/\text{с}$ ;  
 $\phi$  – истинное объемное паросодержание;  
 $r$  – удельная теплота парообразования,  $\text{Дж}/\text{кг}$ ;  
 $q_l$  – линейная нагрузка,  $\text{Вт}/\text{м}$ ;  
 $\rho$  – плотность недогретой воды,  $\text{кг}/\text{м}^3$ ;  
 $H$  – высота АЗ, м;  
 $L$  – длина ПВК, м;  
 $z_0$  – координата точки начала кипения теплоносителя, м;  
 $\alpha$  - доля быстрых нейтронов из соседних каналов (окружения).

В основе модели лежат уравнения баланса ядер азота. Рассмотрим баланс ядер азота в элементарном объеме теплоносителя.

### **Активная зона, экономайзерный участок**

Выделим элементарный объем  $Sdz$  (здесь  $S = S(z)$  – проходное сечение ТК в А3). Скорость изменения количества ядер азота в элементарном объеме  $Sdz$ , расположенному около точки  $z$ , есть  $\frac{\partial}{\partial t}[N'(z,t)Sdz]$ . Скорость изменения количества ядер азота в указанном объеме складывается из скорости убыли за счет радиоактивного распада ядер  $\lambda N'Sdz$  и скорости утечки  $\frac{\partial}{\partial z}(N'S\omega')dz$ , а скорость прибыли – за счет активации собственными быстрыми нейтронами  $AWSdz$  и быстрыми нейтронами ближайшего окружения  $A\bar{W}_0 Sdz\alpha$ , где  $A$  – коэффициент пропорциональности между мощностью канала и плотностью потока нейtronов с энергией выше пороговой (9,638 МэВ).

Тогда уравнение для изменения количества ядер азота на экономайзерном участке будет выглядеть так:

$$\frac{\partial}{\partial t}[N'(z,t)S] = A(W + \alpha\bar{W}_0)S\rho - \lambda N'S - \frac{\partial}{\partial z}(N'S\omega'). \quad (1)$$

### **Активная зона, испарительный участок**

На испарительном участке будем рассматривать уравнения баланса ядер азота отдельно для жидкой и паровой фаз. Уравнение баланса для жидкой фазы:

$$\frac{\partial}{\partial t}[N'S(1-\varphi)] = A(W + \alpha\bar{W}_0)S\rho'(1-\varphi) - \lambda N'S(1-\varphi) - \frac{q_l N'}{rp'} - \frac{\partial}{\partial z}(N'S\omega')(1-\varphi). \quad (2)$$

Для паровой фазы не будем учитывать активацию кислорода в силу относительно малой плотности паровой фазы. Тогда уравнение баланса будет выглядеть следующим образом:

$$\frac{\partial}{\partial t}[N''S\varphi] = -\lambda N''S\varphi + \frac{q_l N'}{rp'} - \frac{\partial}{\partial z}(N''S\omega''\varphi). \quad (3)$$

Член уравнений баланса  $\frac{q_l N'}{rp'}$  отражает факт переноса ядер азота из жидкой фазы в паровую при парообразовании.

### **Пароводяная коммуникация**

На ПВК отсутствует активация, не будем учитывать также и обмен между фазами.

Жидкая фаза:

$$\frac{\partial}{\partial t}[N'S(1-\varphi)] = -\lambda N'S(1-\varphi) - \frac{\partial}{\partial z}(N'S\omega')(1-\varphi). \quad (4)$$

Паровая фаза:

$$\frac{\partial}{\partial t}[N''S\varphi] = -\lambda N''S\varphi - \frac{\partial}{\partial z}(N''S\omega''\varphi). \quad (5)$$

Показания датчика СКГО пропорциональны концентрации азота на конце ПВК, равной

$$N = N''(1-\varphi) + N''\varphi.$$

Таким образом, математическая модель активации теплоносителя представляет собой систему линейных дифференциальных уравнений в частных производ-

ных относительно концентрации ядер азота. На границе активной зоны и ПВК «сшиваются» плотности потоков ядер азота, а на входе в активную зону концентрация азота принята равной нулю, т.к. за время циркуляции ядра азота успевают распасться. Неизвестные значения функций, стоящих в правых частях дифференциальных уравнений (скорости и плотности фаз), определяются из теплогидравлического расчета. В данной работе теплогидравлический расчет выполнялся по алгоритму, принятому в известной и апробированной для РБМК программе «Гидра». В частности, в этом состоит существенное отличие данной модели от описанной ранее [4].

Относительно учета активации теплоносителя за счет быстрых нейтронов, окружающих ТК (параметр  $\alpha$ ), установлено следующее. Экспериментальные значения активности в каналах с дополнительными поглотителями составляют около 7% от средней мощности окружения. По просьбе авторов данной работы Н.И. Белосовым были проведены расчетно-теоретические исследования влияния быстрых нейтронов из соседних каналов по программе «ГЕТЕРА» [6]. Результаты исследований свидетельствуют о том, что вклад в поток нейтронов в канале РБМК от окружающих источников в области энергий 10,5 – 6,5 МэВ составляет 5-7% и зависит как от топливной композиции, так и от плотности воды в каналах, и согласуются с результатами других исследований. В настоящей работе применяется несколько более упрощенная схема влияния окружения, учитывающая вклад лишь 4 ближайших каналов.

Результаты моделирования при работе в стационарном режиме представлены на рис. 3, из которого видно, что чувствительность концентрации азота к изменению расхода тем больше, чем больше мощность канала. Для стационарных режимов с некипящим теплоносителем функция  $G(N)$  вообще является двузначной, что говорит о невозможности решения обратной задачи: определения расхода по измеренной азотной активности. Таким образом, данная математическая модель может быть применена для восстановления расхода в канале при уровнях мощности, близких к номинальному.

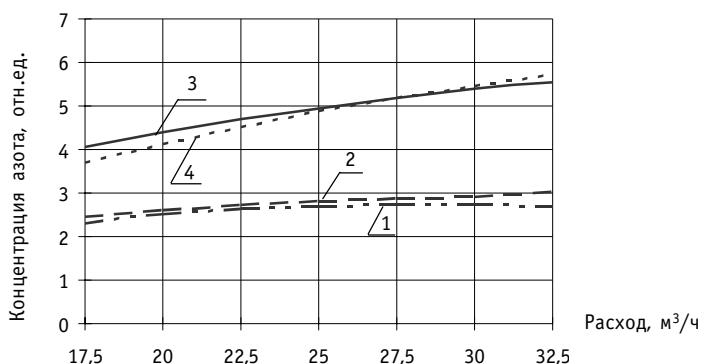


Рис. 3. Зависимость концентрации азота от расхода теплоносителя для различных значений мощности канала  $W$ : 1 -  $W=0.2$  МВт; 2 -  $W=0.5$  МВт; 3 -  $W=1.5$  МВт; 4 -  $W=2.5$  МВт

## НАСТРОЙКА МОДЕЛИ И РЕЗУЛЬТАТЫ ИДЕНТИФИКАЦИИ РАСХОДА

Несмотря на попытки учесть все физические особенности активации теплоносителя в парогенерирующем канале, настройка модели все же необходима, поскольку каждый канал и ПВК обладают своими индивидуальными конструктивными и технологическими особенностями. Предлагается следующий алгоритм настройки модели. Допустим, в момент времени  $t$  известна достоверная информация о расходах  $G_i^t$  и мощностях  $W_i^t$  каждого  $i$ -го канала и системой КГО произве-

дено сканирование активной зоны на предмет получения азотной активности  $N_{i_3}^t$  (например, такая процедура проведена после планового предупредительного ремонта). По математической модели азотной активности рассчитывается значение

$N_{i_m}^t = f(G_i^t, W_i^t)$  и находится отношение  $\xi = \frac{N_{i_3}^t}{N_{i_m}^t}$ . Пусть восстановление расходов производится в момент времени  $t=t+\Delta t$ , при этом известны мощности каналов  $W_i^t$  и значение азотной активности  $N_{i_3}^t$ , тогда расход теплоносителя  $\tilde{G}_i^t$  в каждом канале находится из соотношений в результате решения нелинейного уравнения  $N_{i_3}^t = \xi_i \cdot f(W_i^t, \tilde{G}_i^t)$ . Здесь приводится только идея подхода, детали, связанные с нормировкой, учетом фона, численным решением и т.д. опущены. Для проверки данного подхода было проведено полное сканирование активной зоны второго блока ИАЭС: 28.04.1995 г. на мощности  $W = 2347$  МВт и 16.05.1995 г. на мощности  $W = 3850$  МВт, а также полное сканирование четвертого блока Курской АЭС 3.04.2000 г. и 14.04.2000 г. при работе на мощности 3200 МВт. Сканирование на КАЭС осуществлялось системой «Кентавр»[7]. По первому сканированию активной зоны (первому «временному срезу») на каждой станции проводилась настройка модели, а на второй временной срез (второе сканирование) проводилось восстановление. Значения восстановленных расходов сравнивались со значениями, даваемыми штатными программами контроля («Призма»). Если считать, что модель адаптировалась по достоверным значениям расхода и «Призма» на втором временном срезе дает верные значения, то погрешность восстановления в среднем по активной зоне до и после настройки составляет соответственно 15,3 и 6,6% для четвертого блока Курской АЭС и 12,3 и 6,8% для второго блока Игналинской АЭС.

На рис. 4 и 5 показаны гистограммы относительного отклонения восстановленных расходов от измеренных для всех ниток активной зоны ИАЭС и КАЭС.

Из приведенных гистограмм видно, что настройка модели существенно сужает разброс и отличие восстановленного по модели расхода от измеренного составляет в среднем 7%. Вместе с тем, из этих же гистограмм видно, что в некоторых каналах отличие весьма существенно (более 70%). Это может быть обусловлено ошибками измерения расхода либо на первом временном срезе (по которому производилась настройка модели), либо на втором временном срезе за счет роста погрешности измерений, либо объясняется несовершенством алгоритма настройки. Это обстоятельство обуславливает необходимость использовать алгоритм

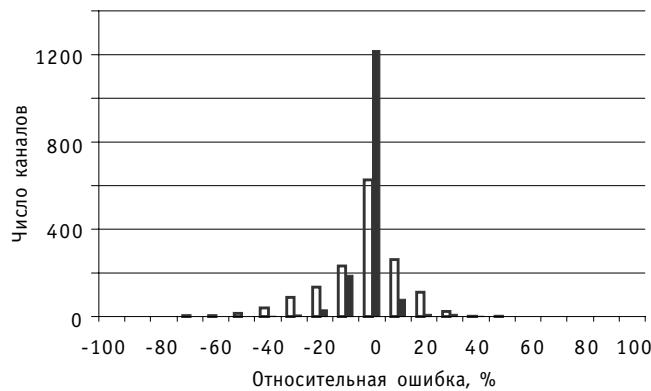


Рис. 4. Распределение относительной ошибки восстановления расхода (четвертый блок КАЭС, нитки 1–16): □ без адаптации; ■ с адаптацией

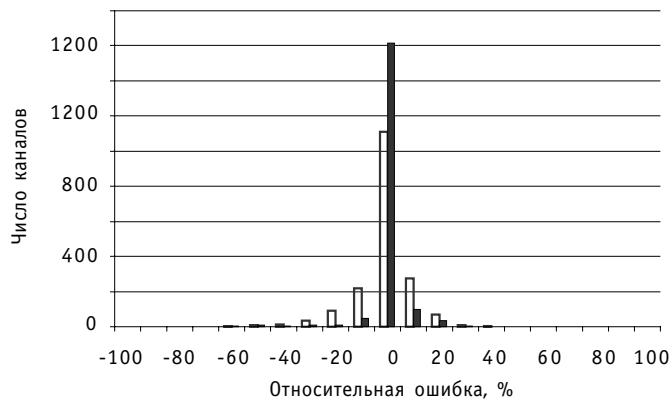


Рис.5. Распределение относительной ошибки восстановления расхода (второй блок ИАЭС, нитки 1-16):  
□ без адаптации; ■ с адаптацией

оценивания расхода даже после настройки математической модели.

Алгоритм оценивания в данной работе основан на принципе оптимальной статистической фильтрации [7]. Суть алгоритма заключается в следующем. После настройки математической модели в момент времени  $t$  по известной мощности канала в момент времени  $\tau$  находится модельное значение расхода в каждом канале  $\tilde{G}_{i\tau}$  и отношение экспериментально измеренного расхода к «модельному»

$f_i = \frac{G_{i\tau}}{\tilde{G}_{i\tau}}$  для тех каналов, в которых нет «запрещенных» расходомеров. Как показали исследования на реальных данных с энергоблоков, это отношение представляет собой стационарное случайное поле, корреляционная функция которого  $K(\vec{x}_i - \vec{x}_p)$  находится в результате статистической обработки. Обозначим

$f(\vec{x}) = \sum_{i=1}^n s_i f_i(\vec{x}_i)$ , где  $f_i(\vec{x}_i)$  – значение функции для тех каналов, в которых нет «запрещенных» расходомеров;  $s_i$  – неизвестные коэффициенты интерполяции, которые находятся из условия минимизации дисперсии  $D = M[(\bar{f}(\vec{x}) - f(\vec{x}))^2]$ , где  $\bar{f}(\vec{x})$  – истинное значение поля отношений расходов в канале с координатой  $\vec{x}$ . В итоге получим систему линейных уравнений  $\sum_i s_i (\vec{x} - \vec{x}_i) K(\vec{x}_p - \vec{x}_i) = K(\vec{x} - \vec{x}_p)$ ,

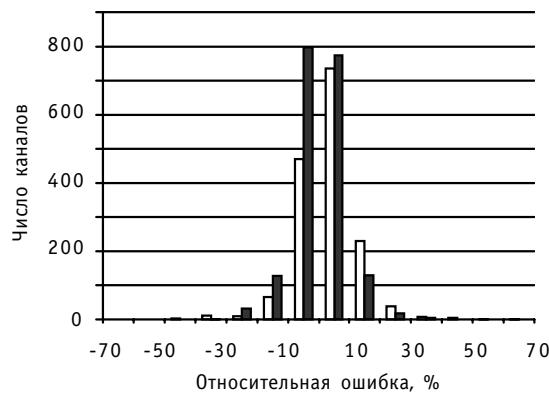


Рис.6. Распределение относительной ошибки восстановления расхода до и после фильтрации исходных данных (4-й блок КАЭС, нитки 1-16): □ без фильтрации; ■ после фильтрации

( $p=1\dots n$ ) для определения коэффициентов интерполяции  $s_i$ . Исследования показали, что корреляционная функция имеет экспоненциальный характер и для определения интерполированного значения функции  $f$  для данного канала достаточно знать ее значение в каналах ближайшего окружения. После определения в за-

данной точке интерполированного значения отношения  $\frac{G_{i_3}^3}{\tilde{G}_i^\tau}$  определяем интерполированное значение расхода  $\hat{G}_i = \tilde{G}_i^\tau \cdot f(\bar{r}_i)$ . Оценки, проведенные на реальных данных Курской и Игналинской АЭС показывают, что средняя относительная погрешность восстановления расхода уменьшилась до величины 5% (рис. 6), максимальная погрешность до 25%.

В заключение отметим, что описанный выше подход реализован в виде программного комплекса, включающего программы предварительной обработки экспериментальной информации, расчетных модулей и модулей визуализации результатов восстановления.

### **Литература**

1. Доллежаль Н.А., Емельянов И.Я. Канальный ядерный энергетический реактор. – М.: Атомиздат, 1980.
2. Физические величины: Справочник / Под ред. И.С.Григорьева, Е.З. Мейлихова. - М.: Энергоатомиздат, 1991.
3. Агапов С.А., Лысенко В.В., Мусорин А.И., Цыпин С.Г. Радиационные методы измерения параметров ВВЭР/Под ред. С.Г. Цыпина. – М.: Энергоатомиздат, 1991.
4. Крамеров А.Я., Шевелев Я.В. Инженерные расчеты ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1984.
5. Belousov N.I., Bichkov S.A., Marchuk Y.V. at al. The code GETERA for cell and policell calculations model capability. Proc. of the Top. Meet. an Advances in Reactor Physics. March 8-11. 1992. Charlston. USA.
6. Alexakov G.N., Kudryavtsev A.V., Fedorov V.A. (MEPHI), Kuzmin A.N., Kachanov V.M.(IAE), Neural-Similar Processor For RBMK Power Distribution Monitoring and Control. NPIC7HMIT2000 ANS/ENS Embedded Topical Meeting. P.88-100. 2000.
7. Ицкович Э.Л. Контроль производства с помощью вычислительных машин. - М.: Энергия, 1975.

Поступила в редакцию 7.02.2003

# ОСОБЕННОСТИ РАЗВИТИЯ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ В РЕАКТОРАХ ТИПА БН БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ С НЕТРАДИЦИОННОЙ ФОРМОЙ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

**В.С. Окунев**

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



Переход к нетрадиционной форме активной зоны (ленточной или кольцевой) быстрого реактора позволяет достичь оптимальных значений пустотного эффекта реактивности, плотностного и доплеровского коэффициентов реактивности. Представлены результаты анализа аварийных ситуаций, сопровождающихся отказом аварийной защиты, для реактора типа БН-1600 с кольцевой активной зоной. Рассмотрены компоновки со смешанным оксидным и смешанным мононитридным топливом.

## ВВЕДЕНИЕ

Переход к нетрадиционной (кольцевой или ленточной) форме активной зоны быстрого реактора позволяет увеличивать мощность реактора, сохраняя пустотный и плотностной эффекты и коэффициенты реактивности на уровне, соответствующем реактору малой мощности, т.е. на безопасном уровне, что способствует повышению внутренней самозащищенности от аварий с осушением активной зоны и ухудшением условий теплоотвода. Но есть одна проблема: при увеличении мощности и переходе к нетрадиционной форме активной зоны доплеровский коэффициент реактивности также сохраняется на уровне, приблизительно соответствующем реактору малой мощности, что не всегда желательно.

Рассмотрим особенности развития аварийных ситуаций типа ATWS (сопровождающихся отказом аварийной защиты) и роль доплеровского коэффициента реактивности в обеспечении безопасности реакторов типа БН-1600 со смешанным оксидным и мононитридным топливом с кольцевой активной зоной с точки зрения целесообразности перехода к нетрадиционным формам активной зоны.

## НЕТРАДИЦИОННАЯ ФОРМА АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Основные факторы опасности, внутренне присущие реакторам на быстрых нейтронах - возможность реализации положительного пустотного эффекта реактивности (ПЭР) и потенциальная опасность реактивностных аварий с разгоном на мгновенных нейтронах [1] (аварийные ситуации с нарушением условий теплообмена типичны для реакторов всех типов). В реакторах типа БН большой мощности с традиционной ком-

поновкой ПЭР положителен и при осушении центральной части активной зоны в несколько раз превышает эффективную долю запаздывающих нейтронов. Потенциальная опасность разгона связана с малым временем жизни мгновенных нейтронов при отсутствии замедлителя и относительно малой долей запаздывающих нейтронов при наличии плутония в активной зоне.

Известны способы минимизации факторов опасности, внутренне присущие реакторам на быстрых нейтронах [2-4].

Отказ от традиционной формы активной зоны быстрых реакторов большой мощности позволяет разрешить конфликт между стремлением увеличить мощность энергоблока и обеспечить его безопасность. Концепция быстрого реактора с активной зоной в форме цилиндрической трубы («кольцевая» активная зона) и натриевой полостью, расположенной непосредственно над активной зоной, предложена в начале 60-х годов А.Чалмерсом (см. [5], а также ссылки к этой монографии). Такая компоновка позволяет минимизировать ПЭР, в том числе локальный, реализующийся при осушении части активной зоны. (Специалистами ГНЦ РФ-ФЭИ впервые предложено реализовать идею натриевой полости в проекте БН-800 [4, 6]. В проектах быстрых реакторов со свинцовым охлаждением также предусмотрена полость над активной зоной). В конце XX столетия как альтернатива кольцевой компоновке В.В. Орловым для реактора БРЕСТ большой мощности была предложена активная зона в форме вытянутого прямоугольного параллелепипеда с двумя полуцилиндрами на торцах со стороны малых граней - «ленточная» активная зона).

Увеличение утечки нейтронов из активной зоны способствует не только минимизации ПЭР, но и снижению плотностной составляющей температурного коэффициента реактивности (по теплоносителю), которая как и ПЭР, обычно положительна в центральной области цилиндрической активной зоны быстрого реактора средней и большой мощности. Снижение этой составляющей ведет к повышению самозащищенности реактора от тяжелых аварий (типа ATWS) и, в первую очередь, от аварий с ухудшением условий теплоотвода (LOF WS - нарушение принудительной циркуляции теплоносителя первого контура с отказом аварийной защиты, LOHS WS - нарушение теплоотвода ко второму контуру с отказом аварийной защиты).

Кроме того, в ряде случаев необходимо ограничить отрицательный доплеровский коэффициент реактивности: в быстрых реакторах средней и большой мощности при относительно большой разности температур топлива и теплоносителя в номинальном режиме (что характерно при использовании оксидного топлива) роль доплеровского коэффициента в аварийных ситуациях типа LOF (LOF WS) негативна [5, 7]. Снижению по абсолютному значению отрицательного доплеровского коэффициента реактивности также способствует переход к кольцевой или ленточной форме активной зоны. Уменьшение утечки нейтронов при увеличении мощности (объема) реактора с цилиндрической активной зоной приводит к увеличению доли нейтронов относительно низких энергий: нейтроны, не покинувшие активную зону в результате утечки продолжают замедляться, рассеиваясь на ядрах. Увеличение доли нейтронов относительно низких энергий, соответствующих резонансам в энергетической зависимости сечения радиационного захвата на ядрах  $^{238}\text{U}$ , приводит к повышению по абсолютному значению отрицательного доплеровского коэффициента реактивности. Характерные значения коэффициентов чувствительности доплеровского коэффициента к тепловой мощности реактора типа БН с оксидным топливом и цилиндрической активной зоной лежат в диапазоне  $(-4,6 \dots -1,3) \cdot 10^{-9} \text{ МВт/т}^{-1} \text{ К}^{-1}$ . (Все расчеты, представленные в статье, проводились с помощью оптимизационного комплекса DRACON-M и программ FRISS [7]. Модель позволяет рассматривать многозонные быстрые реакторы в двумерной цилиндрической геометрии. Распределения нейтронов

и ценностей нейtronов определяются с использованием 26-групповой системы констант в диффузационном приближении с использованием идей итерационно-синтетических методов. Аварийные процессы - программа FRISS - описываются в приближении точечной нейтронной кинетики с учетом обратной связи по средним температурам топлива и теплоносителя. Оптимизационная задача решается с помощью метода последовательной линеаризации [8]. Программа FRISS работает в составе оптимизационного комплекса DRACON-M или автономно). Необходимо отметить, что эффект увеличения по абсолютному значению отрицательного доплеровского коэффициента при увеличении мощности может быть заметен и в реакторах с относительно жестким спектром (например, при использовании мононитридного топлива и свинцового теплоносителя).

Роль доплеровского коэффициента реактивности в быстрых реакторах средней и большой мощности (при большой разности температур топлива и теплоносителя в номинальном режиме) в аварийных ситуациях TOP WS (ситуация, инициированная вводом положительной реактивности при несрабатывании аварийной защиты) и LOF WS противоположна: большой по абсолютному значению отрицательный доплеровский коэффициент реактивности приводит к усугублению аварийных ситуаций типа LOF WS и к повышению самозащищенности от реактивностных аварий. Таким образом, оптимизация компоновки при условии обеспечения внутренней самозащищенности от аварий LOF WS и TOP WS носит конфликтный характер. Как правило, в реакторах типа БН-800 достаточно легко обеспечить внутреннюю самозащищенность от аварий типа TOP WS при вводе реактивности, меньшей доли запаздывающих нейтронов: в такой ситуации температура натрия и оболочек твэлов увеличивается не так сильно, как температура топлива и за счет оптимального выбора параметров компоновки можно сохранить температурный запас до плавления топлива и значительный запас по температурам теплоносителя и оболочек [5]. Самозащищенности от аварий типа LOF WS добиться труднее: это требует и оптимизации параметров компоновки, и повышения доли естественной циркуляции, и увеличения времени выбега главных циркуляционных насосов при их обесточивании. Снижая по абсолютному значению отрицательный доплеровский коэффициент реактивности, можно несущественно ухудшить внутреннюю самозащищенность от реактивностных аварий (TOP WS), одновременно повысив самозащищенность от аварий типа LOF WS. С другой стороны, при этом может получиться, что практически незаметное повышение самозащищенности от аварий типа LOF WS приведет к заметному ухудшению самозащищенности от реактивностных аварий [9].

Итак, при нетрадиционной (кольцевой или ленточной) форме активной зоны быстрого реактора можно увеличивать мощность реактора, сохранив утечку нейтронов на уровне, характерном для реактора малой мощности и, следовательно, обеспечить независимость (или крайне слабую зависимость) ПЭР, плотностного и доплеровского коэффициентов реактивности от мощности (объема) реактора. В результате, значительно увеличивая мощность реактора, можно сохранить эти эффекты и коэффициенты реактивности на уровне, соответствующем реактору малой мощности, т.е. на безопасном уровне: отрицательные или близкие к нулю локальный ПЭР и плотностной коэффициент, небольшой по абсолютному значению отрицательный доплеровский коэффициент реактивности.

## **КОМПОНОВКА РЕАКТОРА ТИПА БН-1600 С КОЛЬЦЕВОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ**

Рассматриваются две компоновки быстрого реактора-размножителя типа БН-1600 со смешанным оксидным (МОХ) и смешанным мононитридным (МН) топливом. Схема

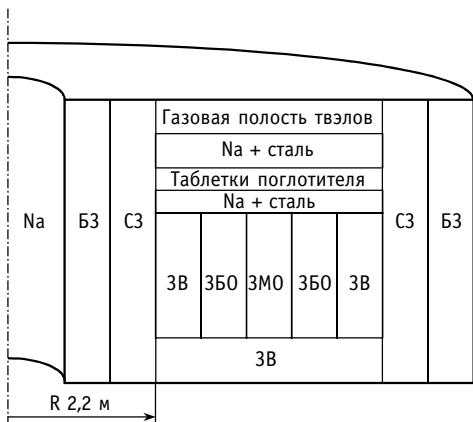


Рис. 1. Схема компоновки

боковая зоны воспроизводства, а также нижняя торцевая зона воспроизводства (3В). По аналогии с проектами БРЕСТ-ОД-300 и БН-800 с целью минимизации ПЭР над активной зоной расположена полость. В верхней части твэлов расположены таблетки поглотителя. С внешней и внутренней стороны кольцевая активная зона и зоны воспроизводства окружены сборками стальной защиты (СЗ), за внешним «кольцом» стальной защиты расположены сборки борной защиты (БЗ). Внутренние сборки стальной защиты с «холостыми» твэлами важны при осушении центральной части реактора и способствуют снижению ПЭР, в том числе локального). Сборки борной защиты можно разместить и с внутренней стороны внутреннего кольца стальной защиты. Это способствует минимизации ПЭР. В центре реактора расположена полость, заполненная жидким натрием (рис. 1).

Компоновки получены при решении задачи минимизации ПЭР, который реализуется при осушении центральной части активной зоны (3МО) при условии выполне-

Таблица 1

**Компоновка реактора**

Параметр	БН-1600-МОХ	БН-1600-МН
Радиус центральной полости, включая сборки стальной и борной защиты (рис. 1), м	2,20	
Высота топливного столба твэлов активной зоны, м	0,954	0,750
Радиальные размеры (толщина) активной зоны, м:		
внутренняя ЗБО	0,167	0,325
ЗМО	0,237	0,317
Внешняя ЗБО	0,167	0,325
Толщина ЗВ (внутренняя + внешняя), м	0,475 + 0,475	
Толщина торцевой ЗВ (нижняя + верхняя), м	0,45 + 0,45	
Диаметр топливной таблетки в сборках активной зоны (ЗБО / ЗМО), мм	5,315 / 5,295	7,253 / 7,253
Толщина оболочки твэлов активной зоны, мм	0,4	
Относительный шаг решетки твэлов в ЗБО и ЗМО	1,176 / 1,178	1,209 / 1,206
Обогащение топлива (по $^{235}\text{U}$ ) в ЗМО и ЗБО, %	15,0 / 19,9	13,0 / 14,0
Доплеровский коэффициент реактивности, $10^5 \Delta k / k$	-1,39	-0,92
Температура натрия на входе в активную зону, К	630	

ния ограничений для ряда функционалов, характеризующих номинальный (функционалы надежности) и аварийные режимы типа ATWS (функционалы безопасности), в том числе при условии неположительности ПЭР, реализующегося при осушении активной зоны.

В компоновке с нитридным топливом учитывалось ограничение КВА $\approx$ 1. Максимальные линейные нагрузки не превышают 450 Вт/см для обеих компоновок (ограничение не активно). Для полученных компоновок локальный ПЭР (при осушении ЗМО) меньше эффективной доли запаздывающих нейтронов.

В табл. 1 представлены основные характеристики компоновок реакторов типа БН-1600 с кольцевой активной зоной.

### ОСОБЕННОСТИ РАЗВИТИЯ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ В РЕАКТОРЕ С MOX-ТОПЛИВОМ

Временная зависимость температур, мощности и расхода натрия для реактора типа БН-1600 с MOX-топливом в аварийной ситуации LOF WS представлена на рис. 2 (а, б). Постулируется одновременное обесточивание всех насосов первого контура при несрабатывании аварийной защиты. Для исключения кипения натрия при малой доле естественной циркуляции (около 6%) необходимо оснастить насосы высоконерционными маховиками (увеличить время  $t_h$  выбега насосов до 60 с, как следует из рис. 2в) или предусмотреть возможность ввода отрицательной реактивности на пассивных принципах (например, при уменьшении расхода теплоносителя, как это предусмотрено в проектах РУ БРЕСТ). Скачок температур приблизительно на 80-й секунде процесса LOF WS, связанный с поступлением «горячего» натрия на вход в активную

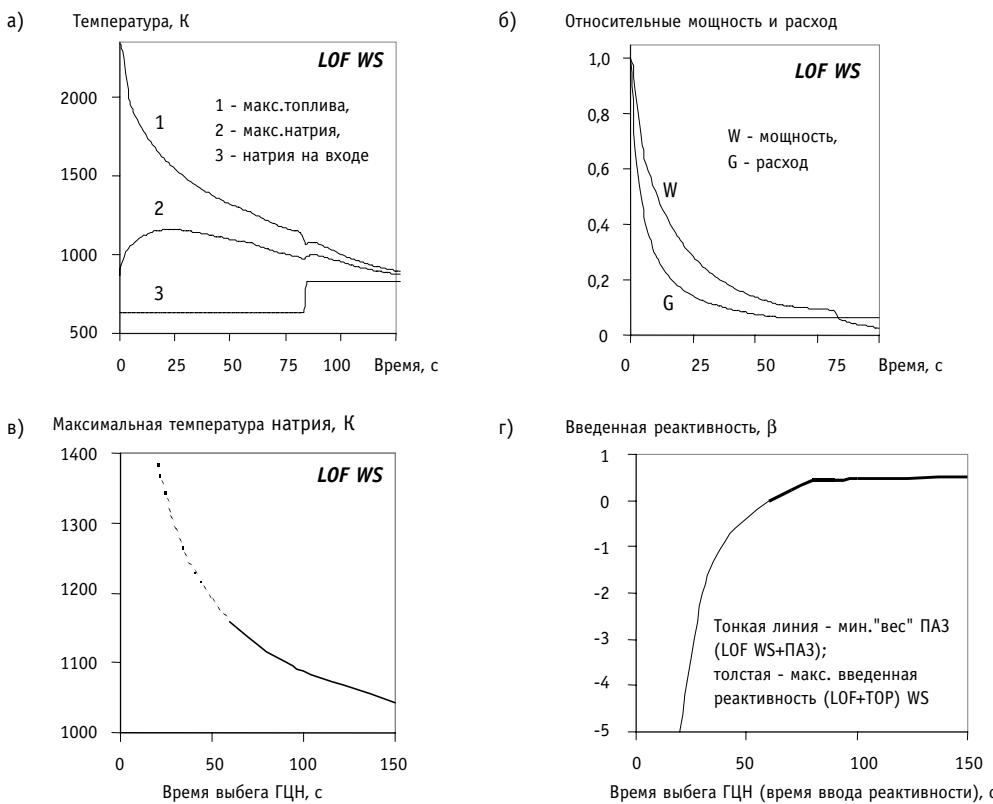


Рис. 2. Аварийные ситуации в реакторе с MOX-топливом

зону после прохождения по первому контуру (при переходе к режиму естественной циркуляции), не представляет опасности: отрицательная обратная связь по расширению опорного коллектора нейтрализует это возмущение по температуре натрия. Второй максимум температуры натрия, связанный с поступлением «горячего» теплоносителя на вход (увеличению  $T_{bx}$ ), значительно меньше первого максимума, связанного с уменьшением расхода. Таким образом, изменением  $T_{bx}$  при анализе аварийного режима LOF WS можно пренебречь.

Реактивностный «вес» пассивных систем защиты в зависимости от времени выбега насосов (при  $t_h < 60$  с) можно определить по данным рис. 2г (тонкая линия). Предполагается, что отрицательная реактивность вводится одновременно с уменьшением расхода («поплавок» из поглощающего материала тонет в активной зоне). При больших временах выбега в пассивных системах защиты нет необходимости и реактор обладает свойством внутренней самозащищенности при одновременном наложении аварийных режимов (LOF + TOP) WS. При этом максимально введенная положи-

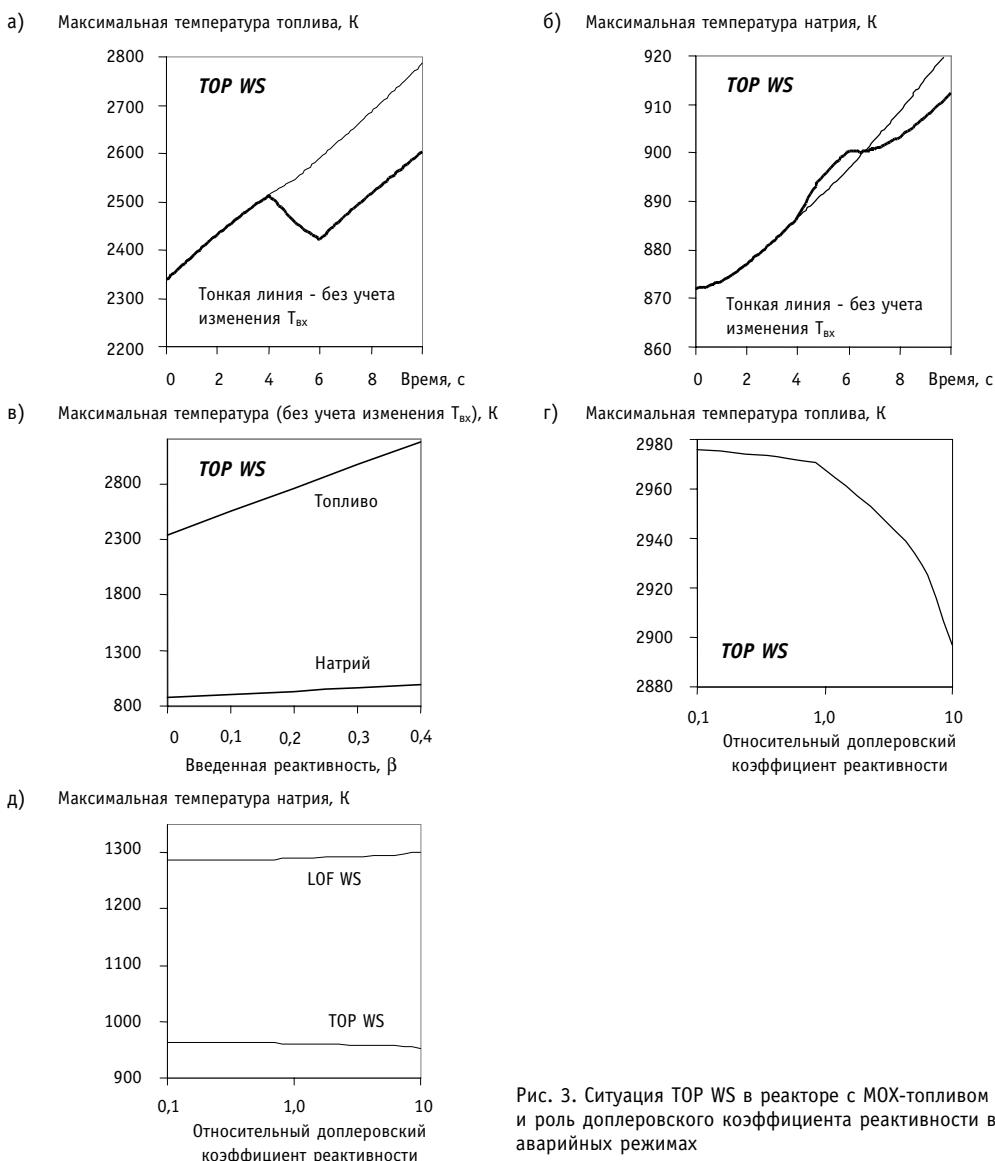


Рис. 3. Ситуация TOP WS в реакторе с MOX-топливом и роль доплеровского коэффициента реактивности в аварийных режимах

тельная реактивность, при которой не происходит кипения натрия, разрушения оболочек твэлов и имеется температурный запас до плавления топлива, может быть определена на основе рис. 2 $\varepsilon$  (толстая линия).

Аварийную ситуацию TOP WS и роль доплеровского коэффициента реактивности в реакторе с MOX-топливом иллюстрирует рис. 3 (исследования проводились в приближении точечной нейтронной кинетики и носят оценочный характер). На рис. 3 ( $a, b$ ) представлена временная зависимость температур в аварийной ситуации TOP WS при вводе положительной реактивности  $0,3\beta$  за 10 с. Поступление «горячего» натрия на вход в активную зону происходит намного раньше, чем в режиме LOF WS (т.к. расход натрия не изменяется и время транспорта по контуру мало'). Расширение опорного коллектора и, как следствие, ввод отрицательной реактивности приводит к нейтрализации повышения температуры теплоносителя и уменьшению максимальных температур топлива, натрия и оболочек твэлов (толстая линия на рис. 3 $a, 3b$ ). Таким образом, консервативная оценка максимальных температур в аварийной ситуации типа TOP WS может быть получена в предположении  $T_{bx} = const$ . Максимальное значение температуры топлива в ситуации TOP WS достигается в установившемся (в результате действия обратных реактивностных связей) режиме. Ввод реактивности более  $0,4 \beta$  быстрее, чем за 4 с при несрабатывании аварийной защиты и отсутствии пассивных систем защиты приводит к плавлению топлива (при большем времени ввода реактивности максимум температуры топлива достигается в установившемся режиме и уже не зависит от времени ввода реактивности). Важно отметить, что процессы TOP WS и LOF WS нейтрализуют друг друга по температуре топлива (в процессе TOP WS максимальная температура топлива увеличивается, в LOF WS - уменьшается). В результате при наложении процессов (LOF + TOP) WS можно ввести большую положительную реактивность, чем при постоянном (номинальном) расходе, т.е. при TOP WS.

Влияние доплеровского коэффициента реактивности на максимальные температуры в аварийных режимах TOP WS и LOF WS иллюстрирует рис. 3 ( $g, d$ ). Очевидно, что доплеровский коэффициент оказывает значительно большее влияние на температуру топлива, чем натрия. Чувствительность максимальной температуры натрия к доплеровскому коэффициенту реактивности мала (см. рис. 3 $d$ ). Следует также отметить нелинейность коэффициентов чувствительности: при уменьшении по абсолютному значению доплеровского коэффициента температуры изменяются на гораздо меньшее значение, чем при его увеличении. Это характерно и для температуры топлива, и для температуры натрия (оболочек твэлов), хотя наиболее ярко выражено для температуры топлива (см. рис. 3 $g$ ). В ситуации LOF WS максимальная температура топлива уменьшается со временем и основную роль в обеспечении безопасности реактора определяет возможность ограничения температуры теплоносителя. Но даже при десятикратном увеличении доплеровского коэффициента по модулю, максимальная температура натрия увеличивается лишь на 12 К (рис. 3 $d$ ). При этом максимальная температура топлива в режиме TOP WS уменьшается приблизительно на 70 К (рис. 3 $g$ ), т.е. в целом для повышения безопасности реактора увеличение по абсолютному значению отрицательного доплеровского коэффициента играет благоприятную роль и переход к кольцевой форме активной зоны с этой точки зрения нецелесообразен.

## ОСОБЕННОСТИ РАЗВИТИЯ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ В РЕАКТОРЕ С MN-ТОПЛИВОМ

Компоновка реактора с мононитридным топливом получена в результате минимизации ПЭР с ограничениями для функционалов надежности и безопасности, в том числе функционалов, характеризующих аварийные ситуации LOF WS (при времени

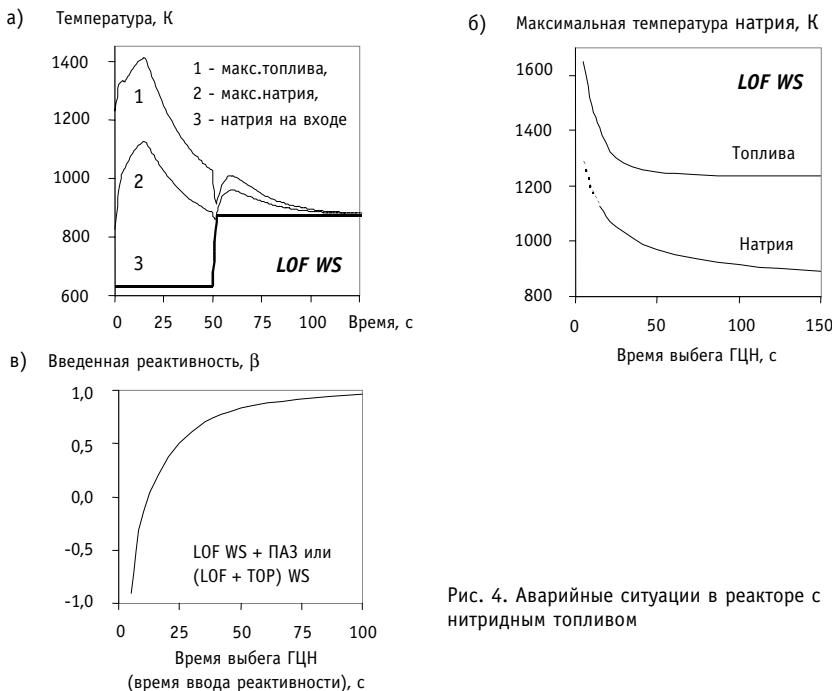


Рис. 4. Аварийные ситуации в реакторе с нитридным топливом

выбега насосов 15 с) и TOP WS (при вводе реактивности  $0,9\beta$  за 10 с). Для обеих компоновок выполнены ограничения: ПЭР (при осушении реактора)  $\leq 0$ , ПЭР (при осушении ЗМО)  $< \beta$ , где  $\beta$  - эффективная доля запаздывающих нейтронов.

В реакторах с более плотным, чем оксид топливом (мононитридное, монокарбидное, металлическое) при относительно небольшой разности температур топлива и теплоносителя в номинальном режиме ситуация противоположна. Температура топлива увеличивается в аварийном режиме LOF WS (рис. 4). Для уменьшения максимальной температуры топлива в режимах LOF WS и TOP WS необходимо увеличивать по абсолютному значению отрицательный доплеровский коэффициент реактивности. Таким образом, переход к нетрадиционной форме активной зоны благоприятно сказывается на роли доплеровского коэффициента в аварийных ситуациях. Однако для рассматриваемой компоновки это влияние не существенно: коэффициенты чувствительности максимальных температур к доплеровскому коэффициенту реактивности малы (на фоне прочих составляющих обратных связей доплер-эффект практически не влияет на развитие аварийной ситуации LOF WS).

При  $t_h < 12$  с для обеспечения внутренней самозащищенности от аварий типа LOF WS необходимы пассивные системы защиты, при  $t_h > 12$  с реактор безопасен при наложении ситуаций (LOF + TOP) WS (см. рис. 4в). Наложение (LOF + TOP) WS с точки зрения увеличения температуры топлива более опасно, чем каждый из этих режимов: в отличие от реактора с MOX-топливом режимы усугубляют, а не нейтрализуют друг друга.

Увеличение по абсолютному значению отрицательного доплеровского коэффициента (переход к цилиндрической форме активной зоны) даже в 10 раз (гипотетический случай) приводит к уменьшению максимальной температуры топлива всего лишь на 20 К в аварийной ситуации TOP WS, инициированной, например, вводом реактивности  $0,3\beta$  за 10 с. В аварийной ситуации LOF WS при одновременном обесточивании всех насосов первого контура, максимальные температуры практически не изменяются при гипотетическом увеличении доплеровского коэффициента в 10 раз.

Таблица 2

**Максимальные температуры в аварийных ситуациях типа ATWS**

Параметр	БН-1600-MOX	БН-1600-MN
Аварийный режим LOF WS ( $t_h = 60$ с):		
макс.температура топлива, К	Уменьшается со временем	1246 (повышается несущественно)
макс.температура натрия, К	1156*	953
Аварийный режим LOF WS ( $t_h = 15$ с):		
макс.температура топлива, К	—	1445**
макс.температура натрия, К	Кипение	1127
Аварийный режим TOP WS (ввод 0,3 $\beta$ за 10 с):		
макс.температура топлива, К	2968	1566
макс.температура натрия, К	961	935
Аварийный режим OVC WS (увеличение расхода в 1,2 раза за 10 с):		
макс.температура топлива, К	2533	1294
Аварийный режим OVC WS (подключение «холодной» резервной петли: уменьшение $T_{вх}$ на 30 К за 10 с):		
макс.температура топлива, К	2872	1278
Одновременное наложение (LOF + TOP + LOHS) WS ( $t_h = 15$ с, ввод 0,3 $\beta$ за 10 с, поступление на вход натрия, нагретого до температуры выхода в рабочем режиме):		
макс.температура топлива, К	—	1322**
макс.температура натрия, К	Кипение	1122

Примечания: \*соответствует началу кипения натрия; аварийный режим LOHS WS вследствие отрицательной обратной связи по расширению опорного коллектора не представляет опасности; максимумы температур достигаются во внутренней 350, за исключением случая, отмеченного двумя звездочками (\*\*).

Роль доплеровского коэффициента в последнем случае не существенна на фоне меньшего плотностного коэффициента реактивности и большой отрицательной обратной связи при расширении опорного коллектора.

Значения максимальных температур в аварийных ситуациях для реакторов типа БН-1600 с оксидным и нитридным топливом представлены в табл. 2. Для удобства сравнения вариантов рассматривались одинаковые возмущения, инициирующие аварийные режимы.

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Несмотря на возможность влияния на доплеровский коэффициент реактивности при переходе к кольцевой активной зоне реактора типа БН-1600, коэффициенты чувствительности функционалов безопасности, характеризующих аварийных режим LOF WS, к доплеровскому коэффициенту невелики даже при использовании оксидного топлива. При использовании мононитридного топлива в БН-1600 уменьшение по абсолютному значению доплеровского коэффициента при переходе к кольцевой компоновке практически не приводит к заметному ухудшению самозащищенности от аварий типа LOF WS и TOP WS.

Таким образом, значение и роль доплеровского коэффициент реактивности не может быть определяющей при выборе формы активной зоны быстрого реактора, а предпочтительность нетрадиционных компоновок по безопасности наиболее ярко проявляется за счет возможности минимизации пустотного и плотностного эффектов и коэффициентов реактивности.

**Литература**

1. Орлов В.В., Аврорин Е.Н., Адамов Е.О. и др. Нетрадиционные концепции АЭС с естественной безопасностью (новая ядерная технология для крупномасштабной ядерной энергетики следующего этапа)//Атомная энергия. - 1992. - Т. 72. - Вып. 4. - С. 317-329.
2. Уолтер А., Рейнольдс А. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах/Пер. с англ. - М.: Энергоатомиздат, 1986.
3. БРЕСТ-ОД-300/Под ред. Е.О. Адамова, В.В. Орлова. – М.: Изд-во ФГУП НИКИЭТ им. Н.А.Доллежаля, 2001.
4. Status of Liquid Metal Cooled Fast Reactor Technology / IAEA, Vienna, 1999. IAEA-TECDOC-1083 (Chapter 9.3).
5. Хаммел Г., Окрендт Д. Коэффициенты реактивности в больших энергетических реакторах на быстрых нейтронах/Пер. с англ. - М.: Атомиздат, 1975.
6. Матвеев В.И., Черный В.А., Чебесков А.Н. и др. Концепция активной зоны быстрого энергетического реактора типа БН-800 с нулевым натриевым пустотным эффектом реактивности/Кн.: Внутренняя безопасность ядерно-энергетических установок: Тез. докл. VII Всесоюзного семинара по проблемам физики реакторов. (Москва, 3-7 сентября 1991 г.) - М.: ЦНИИ атоминформ, 1991. - С.53-55.
7. Кузьмин А.М., Окунев В.С. Использование вариационных методов для решения задач обеспечения и обоснования естественной безопасности реакторов на быстрых нейтронах. - М.: МИФИ, 1999.
8. Хромов В.В., Кузьмин А.М., Орлов В.В. Метод последовательной линеаризации в задачах оптимизации реакторов на быстрых нейтронах. - М.: Атомиздат, 1978.
9. Окунев В.С. О роли допплеровского коэффициента реактивности в обеспечении безопасности реакторов на быстрых нейтронах/Сб.: Физические проблемы эффективного и безопасного использования ядерных материалов: Материалы XII семинара по проблемам физики реакторов. (Москва, 2-6 сентября 2002 г.). - М.: МИФИ, 2002. - С. 171-173.

Поступила в редакцию 20.04.2003

# АНАЛИЗ ВОЗМОЖНОСТЕЙ ПРИМЕНЕНИЯ ОДНОТИПНЫХ ТЕХНИЧЕСКИХ СРЕДСТВ И МЕТОДИЧЕСКОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ ДЛЯ КОНТРОЛЯ СОСТОЯНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА И ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ В РЕАЛЬНОМ ВРЕМЕНИ

**0.В. Маслов \*, С.Г. Олейник \*\*, М.В. Максимов\***

\* Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса

\*\* ЭНИЦ ВНИИАЭС, г. Москва



Показана необходимость контроля состояния ядерного топлива и ядерных материалов в реальном времени. В качестве основного принципа построения системы контроля ядерного топлива выбрано измерение спектров собственного  $\gamma$ -измерения отработавшей ТВС. На основе измерений более двухсот ТВС предложена методика контроля выгорания отработанных ТВС в реальном времени при проведении транспортно-технологических операций. Также в данной статье показана возможность контроля обложения «свежего» ядерного топлива измерительной системой на основе CdZnTe-детекторов. Оснащение приоритетных систем цифровыми спектрометрами улучшает качество измерения. Использование CdZnTe-детекторов позволяет проводить контроль выгорания отработавшего ядерного топлива и обогащение «свежего» ядерного топлива в реальном времени при проведении транспортно-технологических операций.

Развитие атомной энергетики с ядерным топливным циклом, в основу которого положен принцип радиационно-эквивалентного захоронения РАО с их времененным промежуточным хранением (например, в системе хранения облученного ядерного топлива (СХОЯТ)), выдвигает требование контроля состояния облученного ядерного топлива (ОЯТ) [1]. Это, в первую очередь, выгорание, изотопный состав ядерных материалов и продуктов деления, данные о состоянии оболочек тепловыделяющих элементов и др. При этом следует отметить, что всесторонний анализ указанных параметров важен на всех этапах жизненного цикла ядерного топлива на АЭС вне зависимости от типа реакторной установки. Знание глубины выгорания и изотопного состава необходимо при определении стратегии переработки или захоронения (ОЯТ), а без данных о состоянии оболочки твэла просто невозможна дальнейшая эксплуатация тепловыделяющей сборки (ТВС). Сейчас не все из перечисленных параметров определяются путем измерений непосредственно на АЭС или определяются расчетными и качественными методами, что противоречит нормативным требованиям по ядерной безопасности [2].

© 0.В. Маслов, С.Г. Олейник, М.В. Максимов, 2004

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

---

По данным Европейского атомного агентства учет выгорания ОЯТ позволяет обеспечить снижение эффективного коэффициента размножения на 0,078, а учет профиля распределения выгорания дополнительно позволяет обеспечить снижение эффективного коэффициента размножения на 0,0074 для топлива с начальным обогащением 4,5%, выгоранием 30 ГВт·сут/кг и выдержкой в бассейне выдержки (БВ) 5 лет. При загрузке свежего топлива в транспортный контейнер и заливе контейнера чистой не борированной водой подkritичность не обеспечивается, эффективный коэффициент размножения равен 1,1256 [3]. Более того, при обосновании безопасности транспортировки 30 облученных ТВС (OTBC) начального обогащения 4,4% для реактора ВВЭР-440 в контейнере ТК-б установлено, что загрузка контейнера OTBC с начальным обогащением 4,4% по  $U^{235}$  с учетом выгорания допускается лишь при условии измерения этой величины для каждой загружаемой OTBC. Обоснование безопасности хранения, 24 OTBC реактора ВВЭР-1000 начального обогащения более 3% по  $U^{235}$  в контейнере СХОЯТ для ЗАЭС, может быть обеспечено лишь при условии определения выгорания для каждой загружаемой OTBC.

Проведенный анализ показал, что на АЭС советских проектов определение выгорания ОЯТ как штатная операция не проводится вообще. Тем более, не проводится анализ изотопного состава радиоактивных продуктов деления (ПД), который бы охватывал 100% перегружаемых OTBC.

Обеспечение полного контроля состояния ядерного топлива (ЯТ) на всех этапах его жизненного цикла на АЭС предусматривает инструментальную оценку начального обогащения свежего топлива перед его загрузкой в активную зону реактора. Ядерное топливо представляет собой смесь изотопов с диапазоном содержания  $^{235}U$  1,6-4,4%, поэтому начальный изотопный состав ядерных материалов часто является объектом измерений. Однако на АЭС отсутствуют какие-либо системы определения начального обогащения ЯТ. Поэтому приходится полностью полагаться только на данные, задекларированные изготовителем. Знание реального отклонения начального обогащения имеет большое значение при оптимизации перестановок топлива, особенно при эксплуатации на завершающих этапах кампании.

Как видим, с одной стороны, для обеспечения необходимого уровня безопасности эксплуатации ядерного топлива следует увеличивать качество и информативность контроля, а это, в свою очередь, требует дополнительных затрат времени, т.е. снижается коэффициент использования установленной мощности (КИУМ). Экономическая целесообразность увеличения КИУМ для АЭС при заданном уровне безопасности эксплуатации неоспорима [4]. Противоречие между необходимостью увеличения КИУМ АЭС, экономичности ядерно-топливного цикла в целом, с одной стороны, и все возрастающими требованиями к безопасности эксплуатации ЯТ, объему и качеству контроля состояния ЯТ, с другой стороны, может быть решено путем создания новой технологии оперативного контроля ОЯТ. Под оперативным контролем следует понимать осуществление процедур оценки выгорания ядерного топлива, идентификации ТВС с дефектным твэлом во время перемещения ТВС в период перегрузки [5].

Методам определения выгорания на основе измерений характеристик собственного излучения ОЯТ посвящено большое количество работ [6-8], но в них, как правило, не отражается, что в эксплуатации используется ЯТ с разным начальным обогащением, новые перспективные виды топлива. Кроме того, эти методы не вписываются в существующую технологию транспортно-технологических операций (ТТО) и не пригодны для оперативного контроля.

Известно несколько реализаций способа определения выгорания на основании измерений суммарной скорости счета нейтронов. Приводятся данные о зависимости скорости счета от выгорания и выдержки [9, 10]. Но специфика нейтронного излучения такова, что идентифицировать отдельные изотопы на основании измерений нейтронных полей вокруг ТВС невозможно. Другой способ – измерения собственного  $\gamma$ -излучения ТВС [6, 11, 12].

Обоснование радиационных методов контроля состояния ядерного топлива в реальном времени при проведении перегрузки приведено в [13]. Описание системы, реализующей измерения при проведении перегрузки и ее основных элементов приведено в [14–16], а результаты измерений, проведенных на ЗАЭС при помощи прототипа системы приведены в [17]. Система содержит несколько измерительных каналов, включающих детектор и многоканальный амплитудный анализатор с сопутствующей электроникой.

В качестве основного принципа построения системы контроля состояния ЯТ, в том числе системы определения выгорания, выбрано измерение спектров собственного  $\gamma$ -излучения ОТВС [13]. Как уже сказано выше, оптимальным с точки зрения минимизации временных затрат является измерение  $\gamma$ -спектров ОТВС непосредственно в процессе перегрузки ЯТ [18]. Поскольку время перегрузки регламентировано достаточно жестко, операции по определению глубины выгорания ЯТ должны быть согласованы с временным графиком процесса перегрузки. Поэтому основным критерием при построении структуры системы определения глубины выгорания должна быть выбрана ее работоспособность в режиме реального времени. За время извлечения перегружочной машиной одной топливной сборки (~ 10 мин) система должна обеспечить измерение собственного  $\gamma$ -излучения ТВС, провести амплитудный анализ импульсов счета, осуществить обработку спектра собственного  $\gamma$ -излучения, рассчитать характеристики выгорания ЯТ и занести их в базу данных. Работу системы в таком режиме будем называть далее работой в режиме реального времени, при этом соблюдается основной принцип построения систем реального времени – темп поступления входных данных в систему (характеристик собственного  $\gamma$ -излучения топливной сборки) должен соответствовать темпу формирования выходных данных системы (характеристик состояния ОЯТ).

В соответствии со сформулированными требованиями к системе построена ее

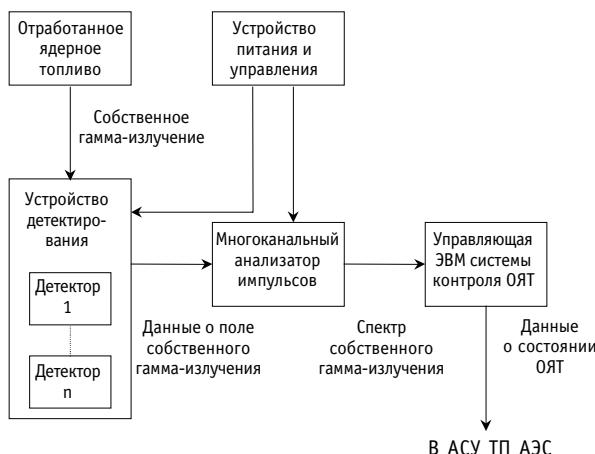


Рис. 1. Структурная схема системы контроля состояния отработавшего ядерного топлива в реальном времени

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

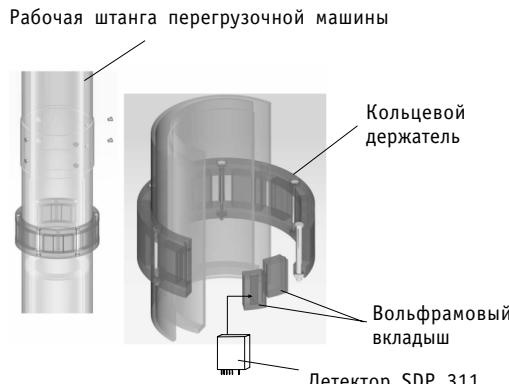


Рис. 2. Размещение детекторов на рабочей штанге перегрузочной машины

структурная схема, приведенная на рис.1 [19].

Основным элементом системы, регистрирующим собственное  $\gamma$ -излучение ТВС, является набор детекторов  $\gamma$ -излучения. Анализ опыта разработки и применения детекторов позволил сделать вывод о том, что система контроля состояния ОЯТ должна базироваться на CdZnTe-детекторах, в которых реализованы условия однозарядового сбора [15]. Полученный опыт применения различных детекторов позволил остановиться на детекторах типа SDP310/LC/20S либо SDP311/LC/20S фирмы Ritec.

Как уже отмечалось, с точки зрения совмещения технологических операций контроля состояния ОЯТ и его перегрузки наиболее целесообразным представляется размещение детекторов на рабочей штанге перегрузочной машины (ПМ). При этом детекторы размещаются в специально разработанном конструктиве, закрепляемом на наружной секции рабочей штанги ПМ, который показан на рис. 2. Установленный на рабочей штанге конструктив позволяет совместить функции защиты и коллиматора.

Система из  $n$  детекторов, образующая блок детектирования, должна осуществить регистрацию собственного излучения ОЯТ в процессе извлечения ТВС и преобразовать его в электрические сигналы для последующей передачи на амплитудный анализатор. Количество детекторов зависит от объема решаемой задачи и может изменяться от двух до шести. В случае большого числа детекторов скорость счета может получиться достаточно высокой, и тогда необходимо применить два или более амплитудных анализаторов. Поскольку никакой из серийно выпускаемых анализаторов не обеспечивает селекцию формы импульса при больших загрузках, разработан амплитудный анализатор собственной конструкции [16]. Далее необходимо осуществить в полученных спектрах поиск пиков полного поглощения, определение площади пиков, определение интенсивности излучения в пике полного поглощения, собственно расчет выгорания ОЯТ контролируемой ТВС и ведение базы данных. Эти функции возлагаются на управляющую ЭВМ системы определения глубины выгорания. При необходимости управляющий компьютер должен передать требуемые данные о состоянии ядерного топлива в АСУ ТП АЭС в стандартном протоколе [20].

Для отработки предлагаемой технологии контроля выгорания ОЯТ и разработки методики контроля выгорания ОЯТ в реальном времени при выполнении ТТ0 были проведены экспериментальные исследования. Сделаны измерения более 200 ТВС на Запорожской АЭС, более 20 ТВС измерялись дважды с интервалом в один год. Работы проводились в период плановой перегрузки топлива на блоке [17].

Измеренные спектры собственного  $\gamma$ -излучения ОЯТ, полученные при разных значениях выгорания, обогащения и времени выдержки, приведены на рис.3. Из рисунка следует, что интенсивность  $\gamma$ -излучения ОТВС с небольшой выдержкой в бассейне выдержки существенно превышает интенсивность излучения от выдержаных в бассейне выдержки ОТВС и для измерений спектров  $\gamma$ -излучения можно использовать ОТВС выдержкой не менее одного года (т.е. когда в измеренном спектре собственного  $\gamma$ -излучения отсутствуют короткоживущие изотопы).

Полученные результаты измерений позволили установить эмпирическую зависимость скорости счета  $^{137}\text{Cs}$  ( $I_{mes}^{^{137}\text{Cs}}$ ) от выгорания (BU) в виде соотношения

$I_{mes}^{^{137}\text{Cs}} = (2,0917 \pm 0,167) \cdot BU$  (рис. 4). При этом результаты всех измерений приведены к дате останова реактора.

Причина разброса  $I_{mes} S^{-1}$  на рис. 4 обусловлена проблемами нелинейных зависимостей характеристик спектрометров при проведении измерений в большом диапазоне значений выгорания и времени выдержки, связанных с большим динамическим диапазоном интенсивности поля собственного  $\gamma$ -излучения ОЯТ.

На основании результатов измерений на АЭС получены соотношения, описывающие зависимость выгорания и времени выдержки ОЯТ от измеренных интенсивностей  $\gamma$ -излучения ПД (см. табл. 1). Полученные соотношения являются основой методики определения выгорания ОЯТ. Логическая цепь последовательных измерительных и вычислительных операций, построенных на основе обработки измерений спектров собственного  $\gamma$ -излучения ОЯТ, позволяет опре-

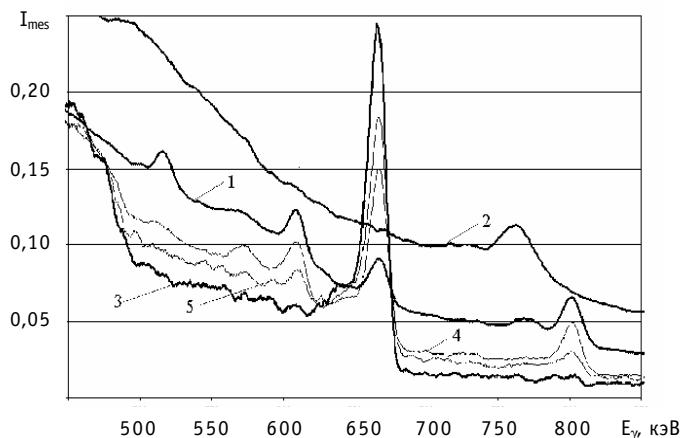


Рис. 3. Спектры излучения ОЯТ различной выдержки: 1 – 1 год; 2 – две недели; 3 – 10 лет; 4 – 3 года; 5 – 6 лет

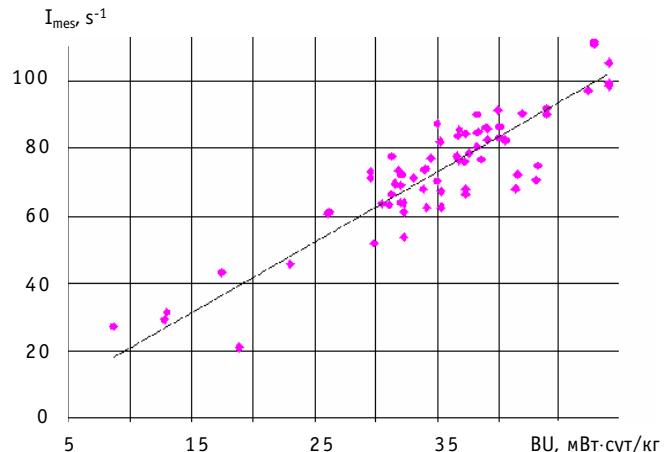


Рис. 4. Зависимость скорости счета в пике полного поглощения  $^{137}\text{Cs}$  от выгорания

Таблица 1  
**Соотношения, описывающие зависимости выгорания и времени выдержки ОЯТ от измеренных интенсивностей гамма-излучения ПД**

ИЗОТОП	ВЫРАЖЕНИЕ
$^{137}\text{Cs}$	$I_{mes} = (2,0917 \pm 0,167) \cdot BU$
	$t_{ct} = 1144,5 I_{mes}^{^{137}\text{Cs}} / I_{mes}^{total}$
$^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ , об. 1,6%, 2%	$I_{mes}^{(^{134}\text{Cs})} / I_{mes}^{(^{137}\text{Cs})} = (0,0608 \pm 0,0116) \cdot BU$
$^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ , об. 3%, 3,23%, 3,3%	$I_{mes}^{(^{134}\text{Cs})} / I_{mes}^{(^{137}\text{Cs})} = (0,0479 \pm 0,002) \cdot BU$
$^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ , об. 4,23%, 4,4%	$I_{mes}^{(^{134}\text{Cs})} / I_{mes}^{(^{137}\text{Cs})} = (0,0410 \pm 0,001) \cdot BU$

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

---

делить выгорание ОЯТ для различных значений времени выдержки и начального обогащения без использования внешней информации об этих величинах. Такой подход выгодно отличает предложенную методику от других.

На основании полученных результатов предложена методика контроля выгорания ОЯТ в реальном времени при проведении ТТО [21]. Особенность методики состоит в том, что для расчета выгорания не требуется предварительного знания начального обогащения и времени выдержки.

Методика состоит из последовательности операций по измерениям и обработке результатов, приводимых ниже:

- определение времени выдержки с использованием отношения измеренной интенсивности  $\gamma$ -излучения  $^{137}\text{Cs}$  к интегральной интенсивности  $\gamma$ -излучения;
- оценочный расчет выгорания ВУ контролируемой ТВС по  $^{137}\text{Cs}$ ; определение погрешности  $\Delta\text{BU}$ ;
- определение отношения интенсивностей  $\gamma$ -излучения изотопов  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  к моменту останова реактора на основании полученного значения времени выдержки;
- определение начального обогащения ТВС, используя оценочный расчет выгорания контролируемой ТВС и значение  $I(^{134}\text{Cs})/I(^{137}\text{Cs})$  на момент останова реактора;
- определение расчета ВУ контролируемой ТВС с использованием отношения интенсивности  $\gamma$ -излучения изотопов  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  и значения начального обогащения; определение погрешности  $\Delta\text{BU}$ ;
- определение уточненного расчета ВУ контролируемой ТВС с учетом времени выдержки, начального обогащения;
- определение погрешности  $\Delta\text{BU}$  контролируемой ТВС.

Определение времени выдержки и начального обогащения по результатам измерения спектров собственного излучения является отличительной чертой разработанной методики.

При выполнении измерений  $\gamma$ -излучения ОЯТ определена оценка точности контроля выгорания ОЯТ предложенным методом. На основании полученных данных погрешность измерения выгорания составляет не более 10% при доверительной вероятности 0,95 и выдержке ТВС более 2 лет.

Определение выгорания с использованием описанной методики является только одной из задач, которые могут быть решены при помощи созданной системы. Дальнейшее развитие работ состоит в восстановлении распределения продуктов деления по объему ТВС с использованием методов пассивной компьютерной томографии. В свою очередь, распределение продуктов деления позволяет восстановить распределение энерговыделения по активной зоне в целом, отдельной ТВС и сегментам ТВС и, тем самым, уточнить параметры математического обеспечения используемого для нейтронно-физических расчетов. Необходимость такого уточнения обусловлена тем, что в настоящее время ведется работа по оптимизации топливных загрузок, ведется оптимизация конструкции ТВС – планируется использование новых конструкционных материалов, новых топливных композиций, в том числе с использованием регенерированного или оружейного плутония, выгорающими поглотителями. Кроме того, распределение продуктов деления может быть использовано для контроля целостности оболочек твэлов, т.к. в случае разгерметизации твэла распределения легкоподвижных и малоподвижных продуктов деления будут отличаться. Увеличение среднего выгорания ЯТ по зоне до 60 -70 ГВт·сут/т приводит к существенным значениям локального выгорания и увеличивает выход продуктов деления из топливной матрицы. Это позволяет более

уверенно идентифицировать негерметичный твэл.

Определение начального обогащения ЯТ (т.е. содержания делящегося изотопа  $^{235}\text{U}$ ) в реальном масштабе времени может быть проведено посредством пассивных радиационных измерений собственного излучения образца. Как и все пассивные измерения, такой метод анализа является неразрушающим [6]. Определение обогащения урана в образцах является ключевым измерением в технологических процессах и при контроле продукции на предприятиях по обогащению урана и изготовлению ядерного топлива, оно играет важную роль при международных инспекциях по ядерным гарантиям для подтверждения использования уранового топлива в мирных целях. Принципы измерения обогащения могут быть использованы для определения содержания любых изотопов, если известны их радиационные характеристики и удовлетворяются некоторые специальные условия измерений [22-24].

Основным излучением, используемым при пассивном неразрушающем анализе образцов урана, является  $\gamma$ -излучение. При измерении обогащения  $^{235}\text{U}$  наиболее часто используется линия  $\gamma$ -излучения с энергией  $\gamma$ -квантов 186 кэВ. Она является самой выделенной одиночной линией  $\gamma$ -излучения для любых образцов урана с обогащением по  $^{235}\text{U}$  выше природного уровня.

Метод определения обогащения урана по  $\gamma$ -излучению впервые был применен для контроля баллонов с  $\text{UF}_6$  [6]. Методика измерения включала регистрацию излучения образца урана через канал коллиматора детектором  $\gamma$ -излучения. Обогащение определялось по интенсивности гамма-квантов изотопа  $^{235}\text{U}$  с энергией 186 кэВ. Если образец является достаточно толстым, то детектора достигают  $\gamma$ -кванты с энергией 186 кэВ только от незначительной части общего объема образца, ввиду сильного поглощения квантов низкой энергии в материалах топливной сборки. В этом смысле по терминологии [6] ТВС является "толстым образцом". "Видимый объем" образца определяется конфигурацией коллиматора, геометрией детектора и длиной свободного пробега излучения с энергией 186 кэВ в материале образца [6, 23, 24].

Было сделано предположение, что для оценки начального обогащения перегружаемого свежего топлива можно использовать созданную для анализа выгорания отработавшего ядерного топлива измерительную систему на основе CdZnTe-детекторов [14]. При этом главной проблемой может явиться низкая эффективность регистрации используемых детекторов. Для проверки возможности применения CdZnTe-детекторов были проведены измерения топливных таблеток с начальным обогащением 4,4%. Один из полученных спектров приведен на рис.5. В спектре наблюдаются хорошо идентифицируемые линии 186 кэВ и 205 кэВ собственного излучения  $^{235}\text{U}$ . Видны линии собственного излучения  $^{238}\text{U}$  с энергиями 742 кэВ, 766 кэВ, 786 кэВ и 1001 кэВ. Линия 1001 кэВ обычно используется в ана-

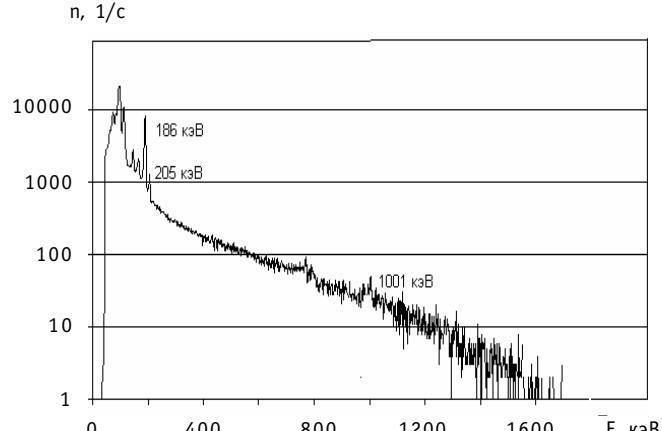


Рис.5. Спектр собственного  $\gamma$ -излучения топливных таблеток с начальным обогащением 4,4% в полулогарифмическом масштабе

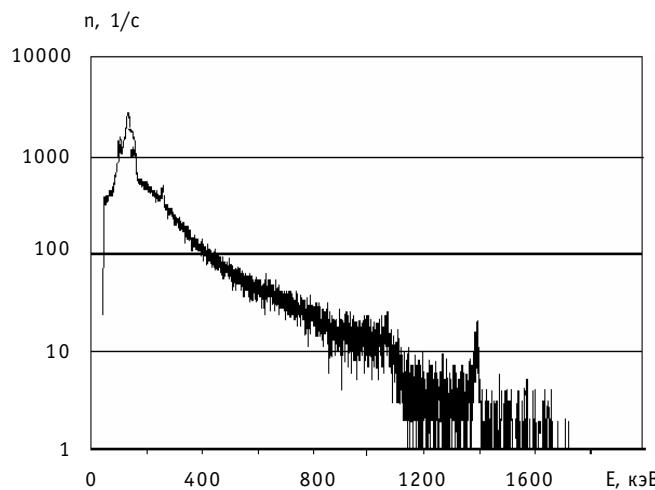


Рис.6. Спектр собственного  $\gamma$ -излучения металлического образца обедненного урана в полулогарифмическом масштабе

литических целях.

Для сравнения на рис. 6 показан спектр собственного излучения металлического образца обедненного урана. Масса урана в обеих сериях измерений была приблизительно одинаковой. Видно, что аналитические линии изотопа  $^{235}\text{U}$  отсутствуют, а интенсивность излучения существенно ниже. При этом в обоих случаях значения параметра толщина пробы – “бесконечная толщина”.

Таким образом, получено экспериментальное под-

тверждение уникальных спектрометрических характеристик детекторов и возможность определения начального обогащения свежего ЯТ в процессе его загрузки в реактор.

Однако, если созданная измерительная система на основе CdZnTe-детекторов позволяет проводить контроль обогащения свежего ЯТ на основании результатов собственного  $\gamma$ -излучения, можно сделать вывод о пригодности указанной системы для контроля за незаконным перемещением ядерных материалов, в частности, высокообогащенного урана и изотопов плутония.

Сейчас в рамках широкомасштабной борьбы с международным терроризмом появилась новая потребность в измерениях с обеспечением идентификации изотопов при условии обеспечения широкого набора различных требований. Измерения должны быть проведены в полевых условиях, при непродолжительном времени собственно измерений и когда результаты необходимо представить в пределах десятков секунд. Приборы, с которыми при этом работает персонал, должны быть малогабаритными и низкофоновыми. Такие требования появляются в приложениях типа обнаружения незаконной торговли ядерными материалами и радиоактивными источниками. Они также необходимы и при решении задач радиационной защиты, и при обращении с радиоактивными источниками [25].

Первое поколение носимых устройств было построено на сцинтилляционных детекторах, например NaI или CsI, но ограниченное энергетическое разрешение привело к тому, что при применении таких спектрометров персонал сталкивается с трудностями точной идентификации нескольких изотопов, особенно, если они присутствуют в многокомпонентном поле излучения. В американской “Программе оценки незаконной торговли радиоактивными источниками” было установлено, что к середине 2000 г., ни один из носимых спектрометров не соответствовал даже минимальным требованиям относительно идентификации изотопов.

Конкурирующий метод предусматривает использование детекторов на основе особо чистого германия с высоким энергетическим разрешением, но при этом требуется охлаждение жидким азотом, следовательно, созданные устройства большие, неудобные и дорогие.

Успехи современной технологии детекторов сделали возможным реализацию детекторов с высоким разрешением, которые могут использоваться при комнат-

ной температуре. Детектор с высокой разрешающей способностью изготовлен из CdZnTe. Если сравнить сцинтилляционные детекторы с CdZnTe-детекторами, существенные различия очевидны. Единственный параметр в пользу сцинтилляционных детекторов – их высокая эффективность. Для увеличения эффективности необходимо увеличить размеры детектора, но это ухудшает энергетическое разрешение. Эта проблема возникает из-за низкой подвижности и короткой продолжительности жизни "дырок".

Было предложено и использовалось множество методов, чтобы преодолеть проблему захвата дырок ловушками. Один подход состоит в использовании новых принципов конструирования детекторов. Например, предложено изготавливать детекторы с компланарной решеткой или квазисферической геометрии. Другой подход состоит в том, чтобы использовать информацию, содержащуюся в форме импульса. В этом подходе, импульсы с медленным временем нарастания исправляются или фильтруются (отбрасываются) посредством специально разработанной электроники.

Наиболее оптимальным является использование цифровых методов фильтрации по форме импульса, реализованное в цифровом спектрометре. Цифровые спектрометры фиксируют детальную форму сигналов предусилителя высокоскоростными аналого-цифровыми преобразователями, и затем обрабатывают зафиксированные формы импульсов в реальном масштабе времени с применением сигнальных процессоров (DSP), которые реализуют в цифровой форме все необходимые функции обработки данных, включая точное измерение энергии и синхронизацию событий, исправление баллистического дефицита, анализ формы импульса. Таким образом, цифровой спектрометр улучшает качество измерения. Такой цифровой спектрометр разработан для контроля выгорания ОЯТ.

Использование универсальных цифровых элементов при проектировании системы позволяет снизить стоимость, упрощает работу с системой, снижает стоимость обслуживания и модернизации. Модернизация системы сводится к обновлению встроенного программного обеспечения. Спектрометр включает многоканальный анализатор, жидкокристаллический дисплей, усилитель, блоки питания, стандартные интерфейсы, функциональную клавиатуру, программное обеспечение и детектор.

Таким образом, можно сделать вывод о том, что CdZnTe- и CdTe-детекторы имеют доказанные достижения в области измерений с целью проверок по обеспечению гарантий и связанных с этим приложений. Они стали наиболее удобными для комнатных температур детекторами гамма-излучения, которые охватывают широкую область применений. Их свойства являются идеальными для измерений на месте и для проектирования небольших детекторных зондов, которые могут помещаться вблизи контролируемых деталей даже в том случае, если существуют пространственные ограничения. Намечено новое важное приложение для использования детекторов с большим рабочим объемом в переносных и портативных устройствах идентификации изотопов, необходимых в комплекте технических мер по предотвращению незаконного оборота ядерных материалов и радиоактивных источников, и в таких связанных приложениях, как описание отходов и дозиметрия. Данные детекторы имеют значительные преимущества в сравнении с NaI-детекторами, используемыми в настоящее время [26].

### **Литература**

1. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения – М.: Министерство Российской Федерации по атомной энергии, 2000. – 35 с.
2. ПНАЭ Г-14-029-91. Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топли-

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

---

- ва на объектах атомной энергетики. – М.: ЦНИИатоминформ, 1992. – 33 с.
3. International studies on burnup credit criticality safety by an OECD/NEA working group/ Brady M.C., Okuno H., DeHart M.D., Nouri A., Sartori E.// Intern. Conf. on the physics of nuclear science and technology. (Long Island, NY (United States), 5-8 Oct, 1998). – 8 p.
4. Фридман Н.А., Максимов М.В., Маслов О. В. Оценка эффективности работы АЭС с реакторами ВВЭР-1000/ Тр. Одес. политехн. ун-та. – 2002. – Вып. 1 (17). – С. 70 – 75.
5. Маслов О.В., Олейник С.Г. Аппаратура и методика контроля высокорадиоактивных материалов и топлива в технологии обращения с ОЯТ/ Междунар. конф. Укр. ЯО “Обращение с ОЯТ”. (Киев, 19-20 сент. 2000 г.). – С. 42.
6. Райлли Д., Энслин Н., Смит Х.(мл.), Крайнер С. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов: – Washington, DC, 1991 – NUREG/CR-5550. /Пер. с англ. – М.: ЗАО “Издательство Бином”, 2000. – 720 с.
7. Фролов В.В. Ядерно-физические методы контроля делящихся веществ. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 184 с.
8. Nondestructive Assay Methods for Irradiated Nuclear Fuels: Report/ Los Alamos National Lab / Hsue S.T., Crane T.W., W.L. Talbert Jr., Lee J.C. – LA-6923-MS – Jan. 1978. – 35 p.
9. Measurements on Spent-Fuel Assemblies at Arkansas Nuclear One Using the Fork System: Report/ Sandia National Laboratory/ Ronald I.E., Bronowski D.R., Bosler G.E., Siebelist R., Priore J., Hansford C.H., Sullivan S. – SAND-96-1364 – Mar. 1997. – 29 p.
10. Пыткин Ю.Н., Андрушечко С.А., Васильев Б.Ю., Голощапов С.Н. Внедрение на Кольской АЭС прибора для измерения глубины выгорания отработавших тепловыделяющих сборок/Тр. Рос. Междунар. конф. по учету, контролю и физ. защите ядерн. материалов, (Обнинск, 9-14 марта, 1997 г.). – С.637–645.
11. Determination of Curie Content and  $^{134}/^{137}$ Cesium Ratios by Gamma Spectroscopy of High Burnup Plutonium-Aluminum Fuel Assemblies: Report/ Pacific Northwest National Laboratory/ D.L. Haggard, J.E. Tanner – PNNL-11609 – Jun. 1997. – 39 p.
12. VVER-1000 SFAT – specification of an industrial prototype/ A. Tiitta, A.M. Dvoyeglazov, S.M. Ievlev, M. Tarvainen, M. Nikkinen – STUK-YTO-TR 161. – Helsinki 2000. – 41 p.
13. Маслов О.В., Максимов М.В., Олейник С. Г. Обоснование радиационных методов контроля состояния ядерного топлива в реальном времени при проведении перегрузки/Тр. Одес. политехн. ун-та. – 2000. – Вып. 3 (12). – С. 50–55.
14. Маслов О.В., Олейник С.Г. Автоматизированная система контроля распределения продуктов деления в ТВС ВВЭР-1000 при проведении перегрузки ядерного топлива/Вторая рос. междунар. конф. “Учет, контроль и физ. защита ядерн. материалов” (Обнинск, 22-26 мая, 2000 г.). – С.3-70 – 3-88.
15. Билей Д.В., Маслов О.В. Анализ возможности использования CdTe-детекторов для создания систем контроля состояния ядерного топлива на АЭС//Автоматика. Автоматизация. Электротехн. комплексы и системы. – 1998. – №1(4) – С.141–148.
16. Галченков О.Н., Маслов О.В., Олейник С.Г. Сравнение двух способов построения спектров в цифровом гамма-спектрометре// Ядерная и радиационная безопасность – 2000. – Т. 3. – Вып. 3. – С.61 – 63.
17. Маслов О.В., Олейник С.Г., Кальнев Л.Л., Савельев С.А. Определение глубины выгорания ядерного топлива в реальном времени при проведении перегрузки//Автоматика. Автоматизация. Электротехн. комплексы и системы. – 2000. – №1(6) – С.141–148.
18. Маслов О.В., Олейник С.Г., Кальнев Л.Л., Савельев С.А. Измерение спектров собственного гамма-излучения ядерного топлива при проведении перегрузки/IV Междунар. совещание “Проблемы прикладной спектрометрии и радиометрии. ППСР-2000” (Одесса, 6-8 июня 2000 г.). – С. 38.
19. Олейник С.Г., Болтенков В.А. Имитационное моделирование системы определения глубины выгорания облученного ядерного топлива//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2002 – №.1 – С.39 – 52.
20. Маслов О.В., Максимов М.В., Савельев С.А., Билей Д.В. Автоматизированная система проведения контроля состояния ядерного топлива при проведении перегрузки в режиме реального времени/Праці ІІ-го Укр. Конф-ції з автоматичного управління “Автоматика-98” (Київ – 13-16 травня 1998 р.). – Ч. IV. – Київ: НТТУ “КПІ” – С. 197-203.

21. Олейник С.Г., Максимов М.В., Маслов О.В. Методика определения выгорания отработавшего ядерного топлива в процессе перегрузки//Атомная энергия. – 2002. – Т. 92. – Вып. 4 – С. 268 – 272.
22. Soltys I., Yacout A. M., McKnight R. D. Application of Control Charts and Isotope Correlations to Spent Fuel Measurements at FCF / 40<sup>th</sup> Annual Meeting of the Institute of Nuclear Material Management. July 25-29, 1999, Phoenix. – 7 p.
23. Rinard P. Shuffler Instruments for the Nondestructive Assay of Fissile materials. LA– 2105 – 76 p.
24. Peak Fitting Applied to Low-Resolution Enrichment Measurements. / Bracken D.S., McKown T., Sprinkle J.K., Jr., Gunnink R., eds. / 40<sup>th</sup> Annual Meeting of the Institute of Nuclear Material Management. July 26-30, 1998, Naples. – 7 p.
25. Use CdZnTe-Detectors in Hand-Held and Portable Isotope Identifiers to Detect Illicit Trafficking of Nuclear Material and Radioactive Sources / Arlt R., Brutscher J., Gunnik R., Ivanov V., eds. // 2000 IEEE Nuclear Science Symposium Conf. Record – Lyon, France. – 15–20 Oct. 2000. – P. 4-18 – 4-24.
26. Arlt R., Ivanov V., Parnham K. Advantages and Use of CdZnTe-Detectors in Safeguards Measurements//Вторая рос. междунар. конф. "Учет, контроль и физ. защита ядерн. материалов" (Обнинск – 22–26 мая, 2000 г.). – С.3-45 – 3-57.

Поступила в редакцию 10.02.2003

# НЕКОТОРЫЕ ОСОБЕННОСТИ СЖИГАНИЯ КЮРИЕВОЙ ФРАКЦИИ МЛАДШИХ АКТИНИДОВ В НЕЙТРОННОМ ПОЛЕ

**А.Е. Синцов, В.А. Апсэ, А.Н. Шмелев**

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



Рассматриваются некоторые нейтронно-физические особенности сжигания кюриевой фракции младших актинидов (МА) в нейтронном поле ядерных реакторов. Показано, что систему, содержащую смесь изотопов кюрия, можно сделать критической, и ее размножающие свойства будут значительно лучше, чем на урановом оксидном ( $\text{UO}_X$ ) топливе. Приводятся результаты численного моделирования сжигания кюриевого оксидного ( $\text{Cm}_2\text{O}_3$ ) топлива в различных спектрах нейтронов. Используются две расчетные модели: ячейка ВВЭР и микротвэльная ячейка ВТГР. Показано, что за один цикл облучения можно достичь достаточно глубокого выгорания. Рассмотрены особенности обращения с топливом на основе смеси изотопов кюрия ( $\text{Cm}_2\text{O}_3$ -топливо), связанные с интенсивным тепловыделением и накоплением гелия в результате  $\alpha$ -распадов.

## ВВЕДЕНИЕ

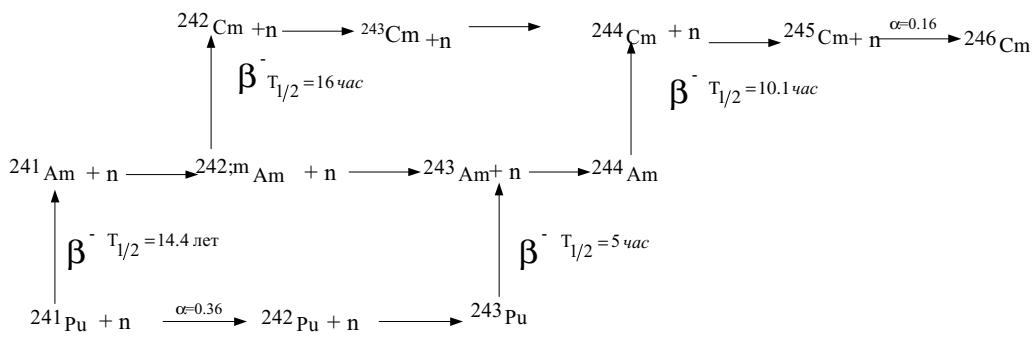
Известно, что развитие крупномасштабной ядерной энергетики приведет к увеличению накопления РАО, в том числе и МА (смесь изотопов нептуния, америция и кюрия). В настоящее время активно изучаются различные способы сжигания МА в ядерных установках [1]. Предлагаются две основные стратегии: совместное сжигание плутония и МА или сжигание этих материалов по отдельности. Для реализации каждой из этих стратегий рассматриваются как ядерные, так и электроядерные установки с различным спектром нейтронов [1-4]. Между тем известно, что совместное облучение нептуния и америция с ядерным топливом, например, в легководном реакторе, повышает защищенность ядерных материалов от распространения [5]. Поэтому, если нептуний и америций можно будет утилизировать в энергетических легководных реакторах для защиты топлива от несанкционированного распространения, то специального обращения (сжигания) потребует только кюриевая фракция МА.

В данной работе анализируется возможность сжигания кюриевой фракции МА в качестве основной компоненты ядерного топлива, а также проводится сравнение размножающих свойств  $\text{Cm}_2\text{O}_3$ -топлива и традиционного  $\text{UO}_X$ -топлива.

## ХАРАКТЕРИСТИКИ КЮРИЕВОЙ ФРАКЦИИ МА

Известно, что при облучении  $\text{UO}_X$ -топлива накопление кюриевой фракции относительно невелико. Однако, если рассмотреть цепочку изотопных переходов, при-

© А.Е. Синцов, В.А. Апсэ, А.Н. Шмелев, 2004


 Рис.1. Схема образования кюриевой фракции МА ( $\alpha=\sigma_c/\sigma_f$  для энергии нейтронов  $E=0,0253$  эВ)

водящих к образованию кюрия (рис. 1), то можно сделать вывод, что количество накапливаемого кюрия будет существенным образом зависеть от состава топлива ядерных реакторов. Например, накопление кюрия в МОХ-топливе (табл. 1) будет существенно выше, чем в UOX-топливе.

**Некоторые характеристики кюриевой фракции МА**

Таблица 1

Нуклид	Тип распада	$T_{1/2}$	Удельное тепловыделение, Вт/кг [7]	Накопление кюриевой фракции, кг/(год*ГВт(эл)); выдержка 150 сут [8]				Дочерний нуклид
				UOX-топливо		МОХ-топливо		
$^{242}\text{Cm}$	$\alpha$	163 сут.	$121 \times 10^3$	0,133	$\Sigma=1,11$	0,714	$\Sigma=18,2$	$^{238}\text{Pu}$
$^{243}\text{Cm}$	$\alpha$	30 лет	$1.89 \times 10^3$	$1.96 \times 10^{-3}$		$8,61 \times 10^{-3}$		$^{239}\text{Pu}$
$^{244}\text{Cm}$	$\alpha$	18,1 лет	$2.84 \times 10^3$	0,911		15,6		$^{240}\text{Pu}$
$^{245}\text{Cm}$	$\alpha$	$8,5 \times 10^3$ лет	~6	0,0554		1,74		$^{241}\text{Pu}$
$^{246}\text{Cm}$	$\alpha$	$4,73 \times 10^3$ лет	~10	$6,23 \times 10^{-3}$		$1,74 \times 10^{-1}$		$^{242}\text{Pu}$
$^{247}\text{Cm}$	$\alpha$	$16 \times 10^6$ лет	-	-		-		$^{243}\text{Pu}$
$^{248}\text{Cm}$	$\alpha$	$3,4 \times 10^5$ лет	-	-		-		$^{244}\text{Pu}$
$^{249}\text{Cm}$	$\beta^-$	1 час	-	-		-		$^{249}\text{Bk}$

Некоторые характеристики кюриевой фракции МА приведены в табл. 1. В облученном топливе кюриевая фракция представлена пятью  $\alpha$ -активными изотопами с периодами полураспада от сотен суток до тысяч лет. Видно, что изотопы  $^{242}\text{Cm}$  и  $^{244}\text{Cm}$  характеризуются высоким удельным тепловыделением  $\alpha$ -распада. Тепловыделение этих изотопов значительно выше, чем тепловыделение  $^{232}\text{U}$  и  $^{238}\text{Pu}$  (710 Вт/кг и 570 Вт/кг соответственно). Изотопы кюрия являются также интенсивными источниками нейтронов спонтанного деления. Так, выход нейтронов при спонтанном делении  $^{242}\text{Cm}$  и  $^{244}\text{Cm}$  составляет  $2,3 \times 10^{10}$  и  $1,1 \times 10^{10}$  н/с·кг [6] соответственно, что значительно больше, чем при спонтанном делении  $^{240}\text{Pu}$  ( $0,99 \times 10^6$  н/с·кг). Можно также сделать вывод о том, что после 3-5 лет выдержки кюриевая фракция будет состоять,

Таблица 2

**Нейтронно-физические свойства изотопов кюрия [10, 11]**

Нуклид	$\sigma_{th}$		R		$\sigma_{fast}$		$v$	$\beta$
	Деление	Захват	Деление	Захват	Деление	Захват		
$^{244}\text{Cm}$	1,03	14,4	12	633	0,995	1,0	3,24	0,13
$^{245}\text{Cm}$	2132	349	748	123	0,95	0,946	3,53	0,18
$^{246}\text{Cm}$	0,06	1,3	4,3	103,5	1,005	1,005	3,2	0,29
$^{235}\text{U}$	583	99	272	132	0,98	0,98	2,43	0,65
$^{238}\text{U}$	1,1-5	2,72	0,002	278	1,001	1,002	2,7	1,78

Здесь  $\sigma_{fast}$  – сечение, усредненное по спектру деления; R – резонансный интеграл при бесконечном разбавлении;  $\sigma_{th}$  – сечение при  $E=0,0253$  эВ; v - число вторичных нейтронов;  $\beta$  - выход запаздывающих нейтронов на 100 делений

в основном, из трех изотопов –  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{245}\text{Cm}$  и  $^{246}\text{Cm}$ , причем на долю  $^{244}\text{Cm}$  будет приходиться более 90%.

Учитывая, что  $^{244}\text{Cm}$  характеризуется высоким удельным тепловыделением, обращение с этой фракцией представляется нелегкой задачей. Интенсивный  $\alpha$ -распад изотопов кюрия влечет за собой три эффекта: высокое тепловыделение, накопление гелия, который занимает значительно больший объем, чем кюрий, и накопление изотопов плутония. Поэтому при долговременном хранении кюриевой фракции МА необходимо будет решать еще и вопрос об утилизации накапливающегося плутония.

Для выбора условий сжигания кюрия в ядерной установке проанализируем нейтронно-физические свойства изотопов  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{245}\text{Cm}$  и  $^{246}\text{Cm}$  (табл. 2). По нейтронно-физическими свойствам изотопы  $^{244}\text{Cm}$  и  $^{246}\text{Cm}$  можно отнести к воспроизводящим изотопам (как, например,  $^{238}\text{U}$ ), а  $^{245}\text{Cm}$  – к делящимся, причем его размножающие свойства значительно лучше, чем у делящихся изотопов урана и плутония.

Нейтронно-физические свойства изотопов  $^{244}\text{Cm}$  и  $^{245}\text{Cm}$  выгодно отличаются от свойств изотопов  $^{238}\text{U}$  и  $^{235}\text{U}$ . Например, зависимости сечения захвата от энергии нейтронов для  $^{238}\text{U}$  и  $^{244}\text{Cm}$  имеют похожий характер (рис. 2а) за исключением тепловой области, где сечение захвата  $^{244}\text{Cm}$  значительно больше, чем у  $^{238}\text{U}$ . Напротив, зависимости сечения деления  $^{235}\text{U}$  и  $^{245}\text{Cm}$  сильно различаются (рис. 2б) как в тепловой, так и в резонансной областях. В тепловой области сечение деления  $^{245}\text{Cm}$  значительно больше, чем у  $^{235}\text{U}$ . Также различаются зависимости отношения сечений захвата и деления ( $\alpha=\sigma_c/\sigma_f$ ) для  $^{235}\text{U}$  и  $^{245}\text{Cm}$  от энергии (рис. 2в). Доля паразитного захвата нейтронов на  $^{245}\text{Cm}$  меньше, чем на  $^{235}\text{U}$ . Таким образом, смесь изотопов кюрия нетрудно сделать критической [9], однако недостатком такой смеси будет низкий выход запаздывающих нейтронов (табл. 2).

Из приведенных данных можно сделать вывод о том, что для реализации хранения или выжигания кюрия необходимо использовать технологию, которая позволила бы сильно разбавить материал для надежного теплоотвода и обеспечивала бы удержание значительных количеств гелия и газообразных продуктов деления (ПД). Также заметим, что в случае сжигания кюрия в нейтронном поле необходимо будет стремиться к возможно быстрому снижению содержания  $^{244}\text{Cm}$ , что позволило бы снизить накопление гелия за счет канала  $\alpha$ -распада.

Для выжигания кюрия может быть использована микротвэльная технология, разработанная для высокотемпературных газо-охлаждаемых реакторов (ВТГР) [12]. Твэл представляет собой графитовую матрицу, в которой распределены топливные мик-

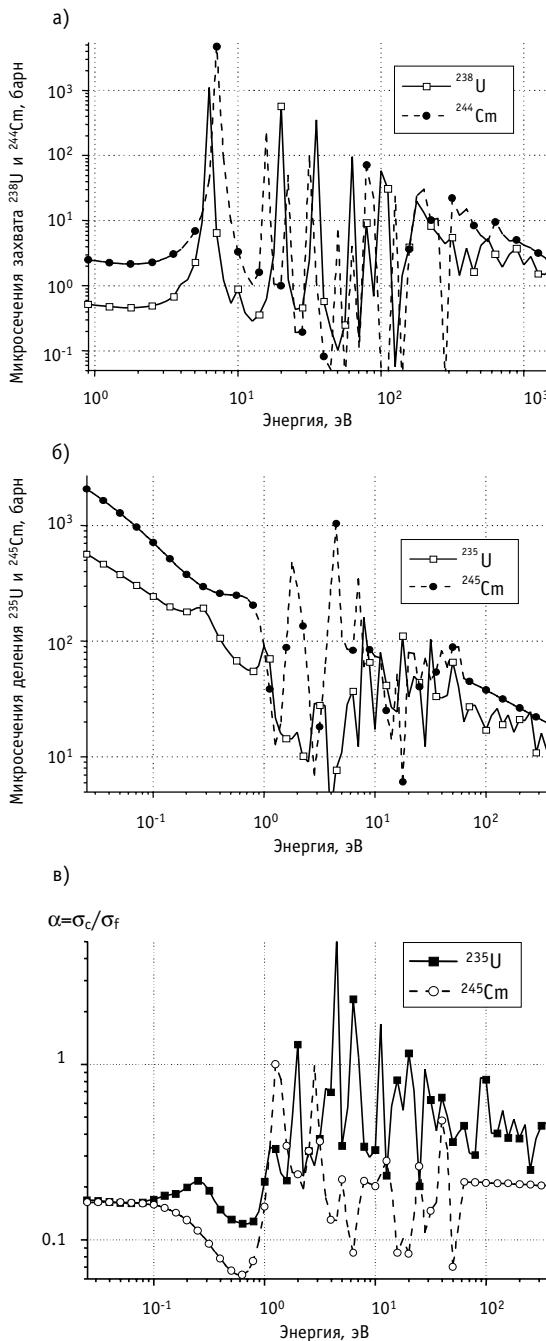


Рис.2. Энергетическая зависимость сечений захвата для  $^{238}\text{U}$  и  $^{244}\text{Cm}$ , сечений деления и отношение  $\sigma_c/\sigma_f$  для  $^{235}\text{U}$  и  $^{245}\text{Cm}$  [10]

лиотеки оцененных ядерных данных ENDF/B-V.

Зависимости коэффициента размножения нейтронов в бесконечной среде  $K_\infty$  от водо-уранового отношения  $V_{\text{вода}}/V_{\text{топлива}}$  представлены на рис. 3. Во всем рассмотренном диапазоне водо-уранового отношения размножающие свойства  $\text{Cm}_2\text{O}_3$ -топлива значительно лучше, чем у традиционного  $\text{UO}_2$ -топлива. Это связано с тем, что  $v_{\text{эфф}}(^{245}\text{Cm})$  значительно больше, чем  $v_{\text{эфф}}(^{235}\text{U})$ . Также видно, что характер измене-

рочастицы (микротвэлы), причем на один тяжелый атом приходится 250-600 атомов углерода. Микротвэлы состоят из топливных микросфер, покрытых защитными слоями из пи-роуглерода и карбida кремния.

Подобные твэлы были разработаны для реактора ВГ-400 [13]. Размер топливной микросферы 500 мкм, суммарная толщина защитных слоев 250 мкм. Конструкция твэлов учитывала основные эксплуатационные факторы: давление газообразных ПД, неодинаковые размерные изменения слоев покрытий при облучении и т.д. В результате радиационных испытаний таких шаровых твэлов были достигнуты: выгорание – до 40% т.а., длительность облучения – 33000 ч при температуре 800-1100°C [13].

### СРАВНЕНИЕ РАЗМНОЖАЮЩИХ СВОЙСТВ $\text{Cm}_2\text{O}_3$ -ТОПЛИВА И $\text{UO}_2$ -ТОПЛИВА

Размножающие свойства  $\text{Cm}_2\text{O}_3$ - и  $\text{UO}_2$ -топлива сравнивались на примере ячейки ВВЭР, т.е. на трехзонной модели: топливо двух видов ( $\text{Cm}_2\text{O}_3$  или  $\text{UO}_2$ ), циркониевая оболочка и легководный теплоноситель. Радиус топливного сердечника 0,38 см, толщина оболочки 0,075 см, толщина зоны теплоносителя варьировалась для изменения спектра нейтронов. Обогащение топлива 4,4%. Под обогащением  $\text{Cm}_2\text{O}_3$ -топлива понимается содержание изотопа  $^{245}\text{Cm}$  в кюрии. Поскольку содержание  $^{246}\text{Cm}$  в  $\text{Cm}_2\text{O}_3$ -топливе невелико, то рассматривались только два изотопа:  $^{244}\text{Cm}$  и  $^{245}\text{Cm}$ . Расчеты проводились по программному комплексу SCALE-4.3 [7] с использованием би-

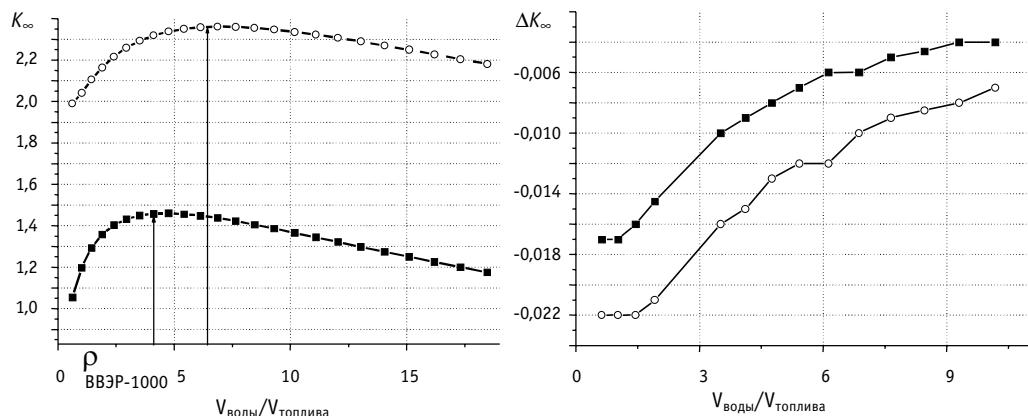


Рис.3. Зависимость  $K_{\infty}$  водо-уранового отношения для ячейки ВВЭР: ■— UOX-топливо; ○—  $Cm_2O_3$ -топливо

Рис.4. Зависимость  $\Delta K_{\infty}$  от водо-уранового отношения для ячейки ВВЭР: ■— UOX-топливо; ○—  $Cm_2O_3$ -топливо

ния зависимостей  $K_{\infty}$  от водо-уранового отношения имеет некоторые отличия. Например, максимальные значения  $K_{\infty}$  достигаются при различных водо-уранных отношениях. Видимо, это можно объяснить зависимостью от энергии сечений захвата изотопов кюрия и урана (рис. 2).

Известно, что эффект Доплера является основным физическим механизмом для обеспечения внутренней безопасности реактора. Оценивалось влияние температуры топлива на реактивность ячейки с  $Cm_2O_3$ - и UOX-топливом. Зависимости реактивности от водо-уранового отношения при увеличении температуры топлива на 500°C представлены на рис.4. Заметим, что здесь рассматривался суммарный эффект Доплера на сырьевом и делящемся изотопах. Видно, что повышение температуры низкообогащенного  $Cm_2O_3$ -топлива приводит к уменьшению реактивности, так же, как для низкообогащенного UOX-топлива. Причем для  $Cm_2O_3$ -топлива Доплер-эффект сильнее, чем для UOX-топлива во всем диапазоне водо-уранового отношения. Это объясняется тем, что в резонансной области сечения захвата на  $^{244}Cm$  больше, чем у  $^{238}U$ .

### **ЗАВИСИМОСТЬ $K_{\infty}$ ОТ ВЫГОРАНИЯ $Cm_2O_3$ - И UOX-ТОПЛИВА В ЯЧЕЙКЕ ВВЭР**

Для моделирования выгорания топлива использовалась рассмотренная выше модель ячейки ВВЭР с радиусом 0,66 см, что соответствует  $V_{вода}/V_{топлива}=1,89$ . Изменение спектра нейтронов в ячейке достигалось переходом с легкой воды на тяжелую. Удельная энергонапряженность принималась равной 110 кВт/л.

Зависимости  $K_{\infty}$  от выгорания топлива представлены на рис. 5а. Видно, что зависимости 1 и 2 (замедлитель- $H_2O$ ,  $Cm_2O_3$ - и UOX-топливо) так же, как и зависимости 3 и 4 (теплоноситель  $D_2O$ ,  $Cm_2O_3$ - и UOX-топливо) от выгорания имеют сходный характер, хотя размножающие свойства ячеек существенно отличаются. Зависимости содержания «делящейся» фракции от выгорания приводятся на рис. 5б. Под «делящейся» фракцией понимается: для  $Cm_2O_3$ -топлива —  $^{245}Cm$  и  $^{241}Pu$ , для UOX-топлива —  $^{235}U$ ,  $^{239}Pu$  и  $^{241}Pu$ . В ячейке с  $Cm_2O_3$ -топливом и  $D_2O$ -замедлителем воспроизведение «делящейся» фракции больше, чем для варианта с  $H_2O$ -замедлителем.

Из полученных результатов можно сделать вывод о том, что в рассмотренном диапазоне выгораний размножающие свойства  $Cm_2O_3$ -топлива остаются существенно лучше, чем свойства UOX-топлива. Однако рассмотренная ячейка ВВЭР малоэффективна для скижания кюрия (из-за низкой удельной энергонапряженности топлива кюрий выгорает медленно, и значительное количество  $^{244}Cm$  успевает распасться).

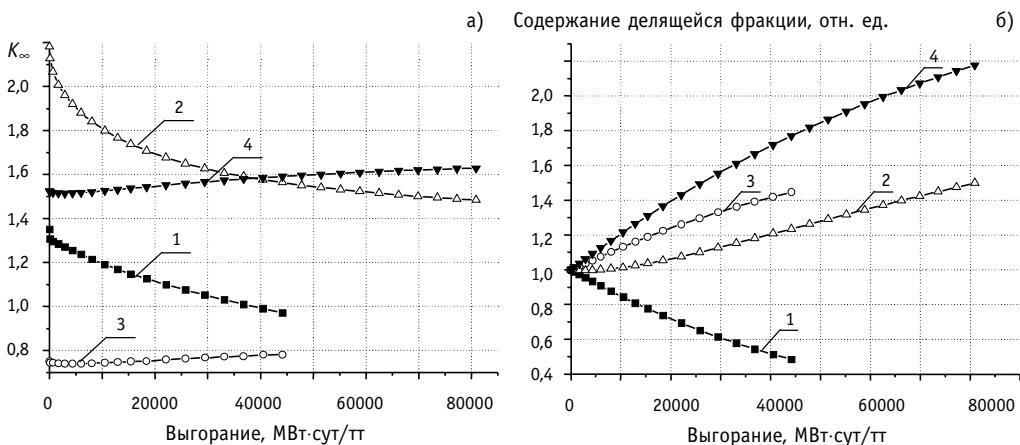


Рис.5. Зависимости  $K_{\infty}$  и содержания «делящейся» фракции от выгорания для ячейки ВВЭР (содержание «делящейся» фракции определяется как отношение суммы концентраций делящихся изотопов при выгорании к сумме первоначально загруженных делящихся изотопов): 1 - т-н  $H_2O$ , UOX-топливо; 2 - т-н  $H_2O$ ,  $Cm_2O_3$ -топливо; 3 - т-н  $D_2O$ , UOX-топливо; 4 - т-н  $D_2O$ ,  $Cm_2O_3$ -топливо

Например, выгорание 80 ГВт·сут/т достигается за 6-7 лет. Это означает, что пятая часть  $^{244}Cm$  распадается, и к газообразным ПД добавится значительное количество гелия, увеличивающее распускание топлива.

### ЗАВИСИМОСТЬ $K_{\infty}$ ОТ ВЫГОРАНИЯ $Cm_2O_3$ - И UOX-ТОПЛИВА В МИКРОТВЭЛЬНОЙ ЯЧЕЙКЕ

В расчетной модели микротвэльная ячейка имеет цилиндрическую геометрию, диаметр топливной зоны 340 мкм (предполагается, что средняя хорда цилиндрического блока равна средней хорде сферического). Размер графитовой зоны подбирался так, чтобы отношение атомов углерода к тяжелым атомам топлива составляло 600. Плотность графита принималась равной 1,8 г/см<sup>3</sup> (плотность матричного графита [12]), т.е. не учитывалось, что покрытие микротвэла многослойно и кроме графита содержит карбид кремния. Толщина зоны гелиевого теплоносителя 50 мкм. Удельная энергонапряженность 10 МВт/м<sup>3</sup> (в проектируемых ВТГР она находится на уровне 6-8 МВт/м<sup>3</sup> [14]).

Зависимости  $K_{\infty}$  от выгорания представлены на рис. 6а. Видно, что  $K_{\infty}$  ячейки с  $Cm_2O_3$ -топливом, как и в предыдущем рассмотрении, значительно выше  $K_{\infty}$  ячейки с UOX-топливом. Характер зависимостей  $K_{\infty}$  от выгорания для рассматриваемых топливных материалов значительно отличается. Такое различие связано с различием в воспроизводстве делящихся изотопов. При облучении  $Cm_2O_3$ -топлива глубина выгорания за один цикл составляет около 30% т.а., причем за время облучения около 10% первоначально загруженного  $^{244}Cm$  успевает распасться. По мере выгорания содержание делящейся фракции в топливе быстро уменьшается, хотя, по-прежнему, в ячейке с  $Cm_2O_3$ -топливом делящихся изотопов воспроизводится значительно больше, чем в ячейке с UOX-топливом (см. рис. 6б).

Известно, что при увеличении энергонапряженности топлива для обеспечения надежного теплоотвода целесообразно использовать жидкокометаллические теплоносители. Рассмотрим, как изменятся размножающие свойства микротвэльной ячейки с  $Cm_2O_3$ -топливом, если теплоносителем будет жидкий свинец. Использование свинца в качестве теплоносителя приводит к увеличению паразитного поглощения в ячейке. Значение  $K_{\infty}$  становится заметно меньше, чем для гелиевого теплоносителя (см. рис. 6а). Глубина выгорания топлива уменьшается до 25% т.а. (за время облучения успевает распасться около 7%  $^{244}Cm$ ).

Таблица 3

**Выходы ПД при делении  $^{235}\text{U}$  и  $^{245}\text{Cm}$  [10], ядро/деление**

Нуклид	I	Xe	Cs	Kr
$^{235}\text{U}$	0.01	0.36	0.195	0.057
$^{245}\text{Cm}$	0.015	0.33	0.17	0.015

**НАКОПЛЕНИЕ ГАЗООБРАЗНЫХ ПРОДУКТОВ: ГЕЛИЯ И ПД**

В табл. 3 приводятся значения выходов газообразных и некоторых летучих элементов при делении  $^{235}\text{U}$  и  $^{245}\text{Cm}$ . Видно, что при делении  $^{245}\text{Cm}$  вероятность выхода криптона значительно меньше, чем при делении  $^{235}\text{U}$ , а остальные ПД имеют сопоставимые выходы. Рассмотрим накопление газообразных ПД и гелия при облучении  $\text{Cm}_2\text{O}_3$ -топлива при той же удельной энергонапряженности ( $10 \text{ МВт}/\text{м}^3$ ). Зависимости накопления ксенона, криптона и гелия от выгорания топлива представлены на рис. 7. Видно, что скорость накопления гелия сопоставима со скоростью накопления ксенона, поэтому при облучении  $\text{Cm}_2\text{O}_3$ -топлива накопление газообразных продуктов будет существенно больше, чем при облучении  $\text{UO}_2$ -топлива (рис. 8). Видно, что при выгорании 9.5% т.а. накопление газообразных продуктов различается почти в два раза.

Уменьшая время облучения, можно, конечно, снизить накопление гелия (т.к. гелий образуется в результате распада  $^{244}\text{Cm}$ ). Однако этого же можно добиться и за счет повышения энергонапряженности топлива. Зависимости накопления гелия для разных уровней энергонапряженности представлены на рис. 9. Видно, что трехкратное увеличение энергонапряженности приводит к уменьшению накопления гелия в 2,5 раза.

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Из проведенных расчетных исследований выжигания кюриевой фракции МА в нейтронном поле можно сделать следующие выводы.

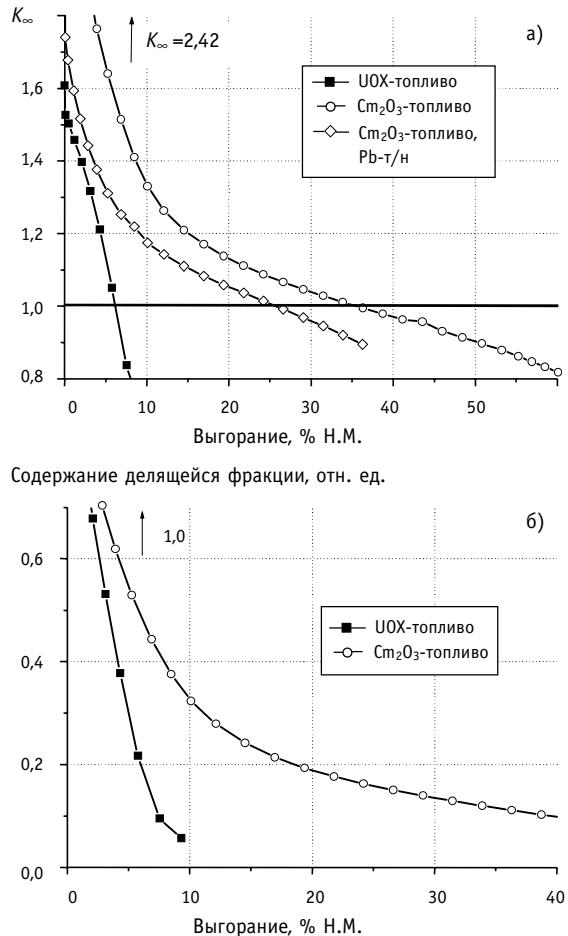


Рис.6. Зависимости  $K_{\infty}$  и содержания «делящейся» фракции от выгорания для микротвэльной ячейки (содержание «делящейся» фракции определяется как отношение суммы концентраций делящихся изотопов при выгорании к сумме первоначально загруженных делящихся изотопов)

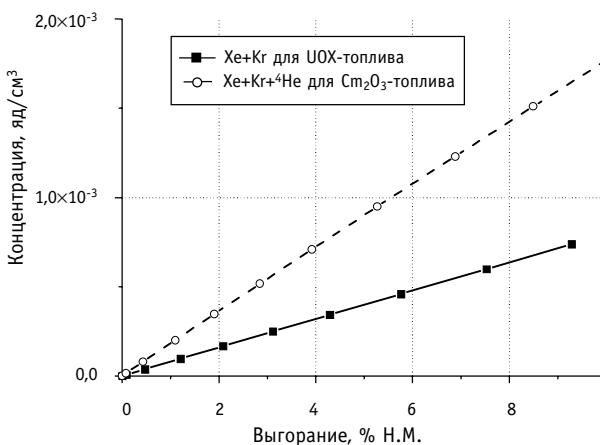


Рис.7. Накопление газовых ПД и гелия при выгорании топлива

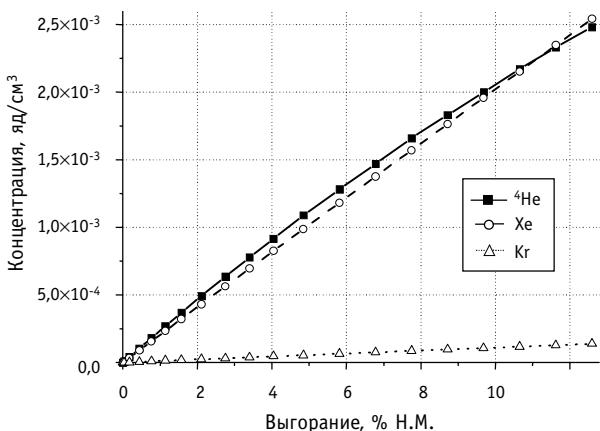


Рис.8. Накопление газовых продуктов при облучении смеси изотопов кюрия

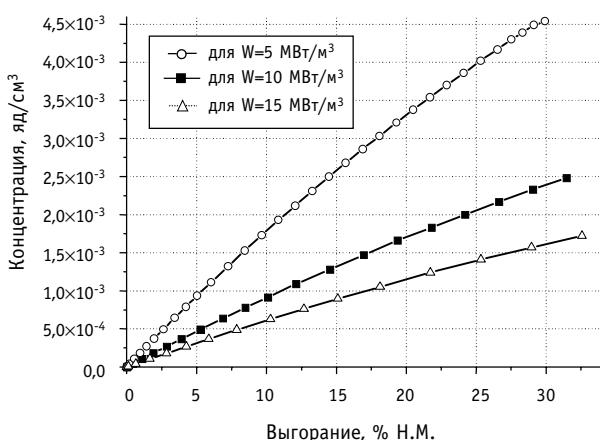


Рис.9. Зависимость накопления гелия от выгорания при различных энергонапряженностях топлива

1. Нейтронно-физические свойства изотопов кюрия выгодно отличаются от свойств традиционных сырьевых и делящихся изотопов. Размножающие свойства делящегося изотопа <sup>245</sup>Cm значительно лучше свойств <sup>235</sup>U и <sup>239</sup>Pu, что дает возможность использовать кюрий как самостоятельное ядерное топливо. Одним из недостатков использования Sm<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-топлива является низкий выход запаздывающих нейтронов.

2. Теплофизические свойства кюрия таковы, что для его выжигания целесообразно использовать технологию, обеспечивающую надежный теплоотвод и удержание значительных количеств гелия и ПД. Предлагается воспользоваться микротвэльной технологией, разработанной для ВТГР.

3. Облучение Sm<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-топлива будет заметно отличаться от облучения UO<sub>2</sub>-топлива, поскольку в результате а-распада <sup>244</sup>Cm будет накапливаться значительное количество гелия, что приведет к увеличению накопления газовых элементов. При этом повышение интенсивности сжигания кюрия способно существенно снизить темп накопления гелия.

4. Размножающие свойства Sm<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-топлива значительно лучше, чем свойства традиционного UO<sub>2</sub>-топлива. Поэтому за один цикл облучения возможно выжечь до 30% первоначально загруженного топлива. Однако при этом около 10% первоначально загруженного <sup>244</sup>Cm успевает распасться.

### **Литература**

1. *Salvatores M.* Transmutation: Issues and Perspectives After a Decade of Revival//Progress in Nuclear Energy. – V. 40. – № 3-4. – P. 375-402.
2. *Iwasaki T.* A Study on Transmutation of Minor-Actinides in a Thermal Neutron Field of the Advanced Neutron Source//Progress in Nuclear Energy. – V. 40. – № 3-4. – P. 481-488.
3. *Бергельсон Б.Р., Герасимов А.С. и др.* Сценарии трансмутации долгоживущих радионуклидов//Атомная энергия. – 2002. – Т. 93. – Вып. 4. – С. 271-278.
4. *De Saint Jean C., Tommasi J. et al.* Americium and Curium Heterogeneous Transmutation in Moderated S/A in the Framework of CNE Scenarios Studies/Proc. of the International Conf. on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems, «GLOBAL 2001», Paris, France, September 9-13, 2001.
5. *Ансэ В.А., Синцов А.Е., Шмелев А.Н. и др.* Радиоактивные отходы: пути обезвреживания//Инженерная физика. – 2001. – № 3. – С. 32-41.
6. Физические величины. Справочник/Под ред. И.С. Григорьева, Е.З. Мейлихова. – М.: Энергоатомиздат, 1991.
7. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation. NUREG/CR-0200, ORNL/NUREG/CSD-2/R5, Oak Ridge, January 1997.
8. *Benedict M., Pigford T.H., Levi H.W.* Nuclear Chemical Engineering. Second Edition. – McGraw Hill, 1981. – P. 369-370.
9. *Синцов А.Е.* О возможности получения глубокого выгорания кюриевого топлива в подkritических установках/Материалы XII семинара «Физические проблемы эффективного и безопасного использования ядерных материалов» (Москва, 2-6 сентября 2002 г.). – С. 30-32.
10. JEF-PC – A personal computer program for displaying nuclear data from the Joint Evaluated File library. User manual, version 2.0. – NEA/OECD, 1997.
11. *Shibata K. et al.* Curves and Tables of Neutron Cross-Sections in JENDL-3.2, JAERI-Data/Code, 97-003, Part II, 1997.
12. *Черников А.С., Пермяков Л.Н. и др.* Твэлы на основе сферических топливных частиц с защитным покрытием для реакторов повышенной безопасности//Атомная энергия. – 1999. – Т. 87. – Вып. 6. – С. 451-462.
13. *Черников А.С.* Топливо и твэлы ВТГР//Атомная энергия. – 1988. – Т. 65. – Вып. 1. – С. 32-38.
14. Справочник по ядерной энерготехнологии/Пер. с англ./Под ред. В.А. Легасова. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – С. 415.

Поступила в редакцию 27.06.2003

# ВНЕШНЯЯ ЗАДАЧА ПРИМЕНИТЕЛЬНО К МЕТОДИКЕ ТОЧЕЧНОГО ИСТОЧНИКА ТЕПЛА ДЛЯ РЕШЕНИЯ СОПРЯЖЕННОЙ ЗАДАЧИ ТЕПЛООБМЕНА В СБОРКАХ СТЕРЖНЕВЫХ ТВЭЛОВ

**В.С. Гольба, А.С. Шелегов**

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



Получены частные решения уравнения энергии (отклики температур) для теплоносителя численным образом. Отклики температур используются при решении сопряженной задачи теплообмена в сборках стержневых твэлов. Проведено качественное сравнение расчетных откликов температур с откликами температур, полученными экспериментально для эквивалентного кольцевого канала. Численное решение внешней задачи позволяет не проводить дорогостоящих экспериментов.

## ВВЕДЕНИЕ

Создание ядерных реакторов повышенной безопасности, таких как проект БРЕСТ-ОД-300, является одной из приоритетных задач развития атомной энергетики. Для теплогидравлического и нейтронно-физического обоснования активной зоны этого реактора необходим комплексный подход, предполагающий проведение экспериментальных исследований и расчетов, с использованием новейших компьютерных технологий и расчетных кодов. Только расчетно-экспериментальная база позволяет детально изучить все процессы, которые будут протекать в ядерном реакторе. Если нейтронно-физические характеристики реактора БРЕСТ изучены довольно хорошо, то теплогидравлика этого реактора исследована еще не в полном объеме. Проведенные экспериментальные исследования [1-3] показали необходимость дальнейшего проведения работ по изучению теплогидравлики. Данные этих экспериментов используются для верификации расчетных кодов, основанных на различных методиках расчета. В качестве примера можно отметить следующие расчетные коды: ТЕМП, ТИГР-БРС и CONTACT, который предполагал проведение экспериментов по определению откликов температур внешней задачи (для теплоносителя). В данной статье пойдет речь о методике [4], использующей модифицированный принцип суперпозиции температур, на основе которой был разработан расчетный код CONTACT-M, который позволяет рассчитывать поля температур и тепловых потоков в сборке стержневых твэлов быстрых реакторов в сопряженной постановке задачи (твэл-теплоноситель) без проведения экспериментов.

© **В.С. Гольба, А.С. Шелегов, 2004**

## МОДИФИЦИРОВАННЫЙ ПРИНЦИП СУПЕРПОЗИЦИИ ТЕМПЕРАТУР

Сопряженная задача теплообмена для сборки твэлов записывается в форме уравнений энергии для теплоносителя (1), уравнения теплопроводности для твэлов сборки (2) и условий сопряжения на границе твэл-теплоноситель (3).

$$\operatorname{div}(\lambda \vec{\nabla} t) = \rho C_p (\vec{w} \vec{\nabla} t) - q_v, \quad (1)$$

$$\operatorname{div}(\lambda \vec{\nabla} t) = -q_v. \quad (2)$$

$$\begin{cases} t_{\infty}(z=0) = t_{\infty, \text{вх}} \\ t_{\infty}|_{\Gamma} = t_{TB}|_{\Gamma} \\ \lambda_{TB} \frac{\partial t}{\partial r}|_{\Gamma} = \lambda_{\infty} \frac{\partial t}{\partial r}|_{\Gamma}. \end{cases} \quad (3)$$

Решение сопряженной задачи теплообмена (1)-(3) по предлагаемой методике модифицированного метода суперпозиции температур, как уже было отмечено выше, предполагает разбиение задачи на две составляющие: внутреннюю задачу для твэлов сборки и внешнюю задачу для теплоносителя, которые объединяются с помощью условия сопряжения (3) на границе твэл-теплоноситель. Решение внутренней задачи, применительно для твэлов сборки ранее было рассмотрено в [4,5,6], в данной статье авторы подробнее остановятся на решении внешней задачи для теплоносителя.

## ПОСТАНОВКА ВНЕШНЕЙ ЗАДАЧИ

Так же, как и в случае внутренней задачи для твэлов сборки, решение уравнения (1) в случае внешней задачи находится в форме выражения (4). При этом необходимо найти частные решения уравнения (1) или отклики температур внешней задачи при следующих граничных условиях (рис. 2):

$$t(\xi, \zeta, \eta) = \int_S q(r, \phi, z) G(r, \phi, z, \xi, \zeta, \eta) dS + C, \quad (4)$$

$$\begin{cases} t_c(r, \phi, 0) = t_{\infty, \text{вх}}, \\ \lambda_{\infty} \frac{\partial t_{[i,j]}}{\partial n} S_{[i,j]} = \lambda_{TB} \frac{\partial t_{[i,j]}}{\partial n} S_{[i,j]}, \text{ на тепловом источнике} \\ \lambda_c \frac{\partial t}{\partial n} = 0, \quad \text{на площадках вне теплового источника.} \end{cases} \quad (5)$$

Область течения теплоносителя разбивается на соответствующие каналы (рис. 1). Из этого канала с целью экономии машинных ресурсов выделяется расчетный участок для уменьшения количества расчетных узлов. На входе в канал задается плоский профиль скорости. Для данного канала решаются совместно уравнения неразрывности (6) и количества движения (7) для теплоносителя:

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial(\rho U_x)}{\partial x} + \frac{\partial(\rho U_y)}{\partial y} + \frac{\partial(\rho U_z)}{\partial z} = 0, \quad (6)$$

$$\rho \frac{dU}{dt} = \rho F + \operatorname{div}(\mu S) - \operatorname{grad} \left( P + \frac{2}{3} \mu \operatorname{div} U \right), \quad (7)$$

где  $U_x, U_y, U_z$  – проекции вектора скорости на оси прямоугольной системы координат.

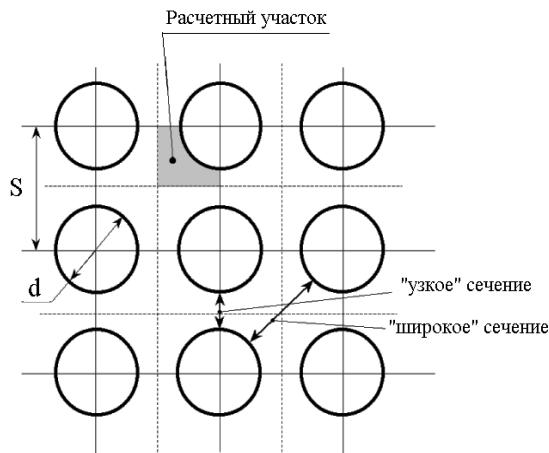


Рис. 1. Квадратная упаковка твэлов:  $S$  - шаг решетки твэлов,  $d$  - наружный диаметр твэла, - - - - линии максимальных скоростей

нат;  $F$  – массовая сила, действующая на поток жидкости;  $S$  – тензор скоростей деформаций.

Результатом этого решения является профиль скорости. При нахождении профиля скорости использовалась стандартная модель турбулентности ( $k$ -е модель).

Отклики температур внешней задачи от действия теплового источника находились из решения уравнения энергии для теплоносителя (8) на площадках слоя, где расположен сам источник и вниз по потоку от него для двух случаев: в случае расположения источника в зоне "узкого" сечения и в случае расположения источника в зоне "широкого" сечения. Уравнение энергии для однофазной жидкости с произвольной зависимостью физических свойств от температуры и давления, но при отсутствии в потоке переноса тепла излучением, имеет вид:

$$\rho \frac{dh}{d\tau} = \operatorname{div}(\lambda \operatorname{grad} t) + q_v + \frac{\partial p}{\partial \tau} + \Phi. \quad (8)$$

Длина канала выбирается из условия, что на участке, где расположен тепловой источник, профиль скорости уже развит.

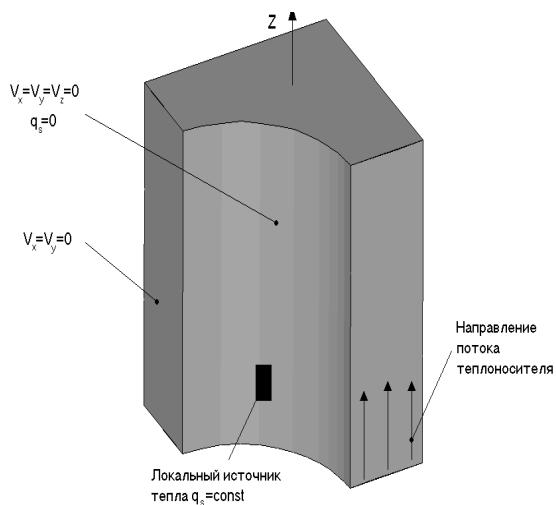


Рис.2. Постановка граничных условий внешней задачи

Расчетный участок разбивался в осевом направлении на  $N$  элементарных участков (слоев) длиной  $\Delta z$ . Пусть  $n$  - число слоев, при котором  $n\Delta z$  - длина радиальной тепловой стабилизации или длина, на которой происходит стабилизация коэффициента теплоотдачи при данных характеристиках и режимных параметрах сборки, взятой по эквивалентному гидравлическому диаметру для кольцевого канала. Тогда для слоев с  $i=1$  по  $i=n$  для температуры теплоносителя на границе с любой площадкой поверхности любого твэла можно записать выражение:

$$t_{[i,j]} - t_{\text{ж,вх}} = \sum_{\eta=1}^i \sum_{\zeta=j-m}^{j+m} \frac{t_{[i,j][\eta,\zeta]}^{\text{ext}} - t_{\text{ж,вх}}^{\text{ext}}}{q_{[\eta,\zeta]}^{\text{ext}}} q_{[\eta,\zeta]} + \Delta t_{q_v}, \quad j = 1, \dots, k, \quad (9)$$

где  $m$  - половина числа площадок на любом из слоев, оказывающих температурное влияние на площадку с координатами  $[i,j]$  и расположенных по обе стороны в тангенциальном направлении от осевой образующей, на которой расположена данная площадка;  $(t_{[i,j][\eta,\zeta]}^{\text{ext}} - t_{\text{ж,вх}}^{\text{ext}})/q_{[\eta,\zeta]}^{\text{ext}}$  - отклик температуры теплоносителя на границе с площадкой  $[i,j]$  от действия локального источника  $q_{[\eta,\zeta]}^{\text{ext}}$  с площадки  $[\eta,\zeta]$ .  $\Delta t_{q_v}$  - вклад от тепловыделений в теплоносителе.

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА

Из совместного решения уравнений неразрывности и количества движения были получены пространственные распределения полей скоростей в сборке стержневых твэлов. На рис. 3 и 4 показаны распределение осевой составляющей скорости  $W_z$  по сечению расчетной ячейки и графики распределения этой составляющей в широком и узком зазорах ячейки.

По найденному пространственному профилю скорости для данного расчетного участка численным образом определялись частные решения уравнения энергии для теплоносителя или отклики температур. На рис. 5 и 6 приведены типичные отклики температур для источника, расположенного в «широком» зазоре ячейки сборки имитаторов твэлов [3], имеющей квадратную решетку с относительным шагом  $s/d=1,46$ . Угловая координата  $\phi=0$  соответствует оси источника.

Полученные отклики хорошо коррелируют с экспериментальными данными, приведенными в [7]. Однако проведение таких экспериментов весьма трудоемкое и дорогостоящее занятие, поэтому авторы полагают, что разработанная методика численного нахождения откликов температур внешней задачи может являться существен-

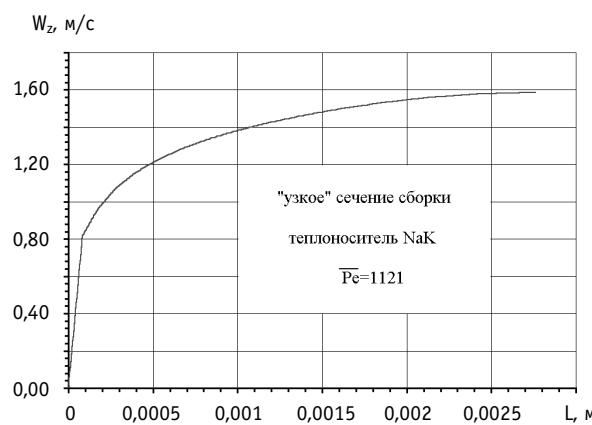


Рис.3. Профиль скорости в "узком" зазоре ячейки модельной сборки твэлов, имеющей квадратную решетку с относительным шагом  $s/d=1,46$

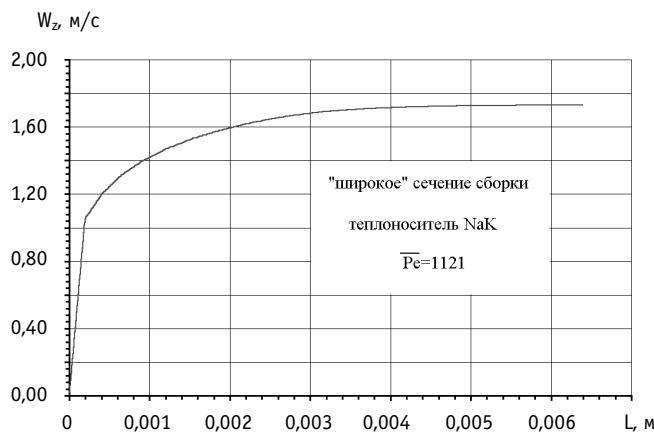


Рис.4. Профиль скорости в "широком" зазоре ячейки модельной сборки твэлов, имеющей квадратную решетку с относительным шагом  $s/d=1,46$

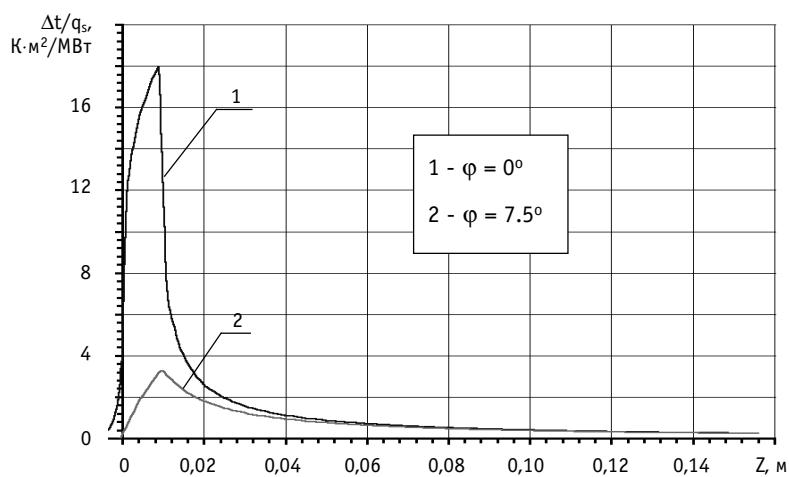


Рис.5. Значения откликов температур внешней задачи для положения источника в "широком" зазоре ячейки модельной сборки

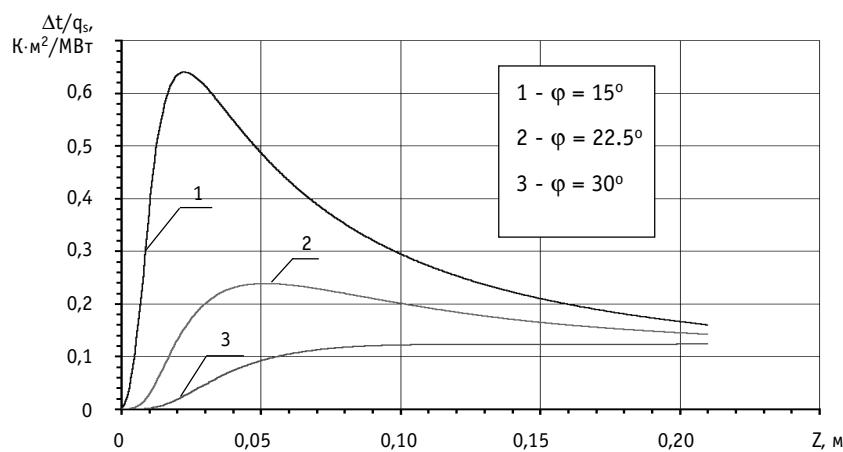


Рис. 6. Значения откликов температур внешней задачи для положения источника в "широком" зазоре ячейки модельной сборки

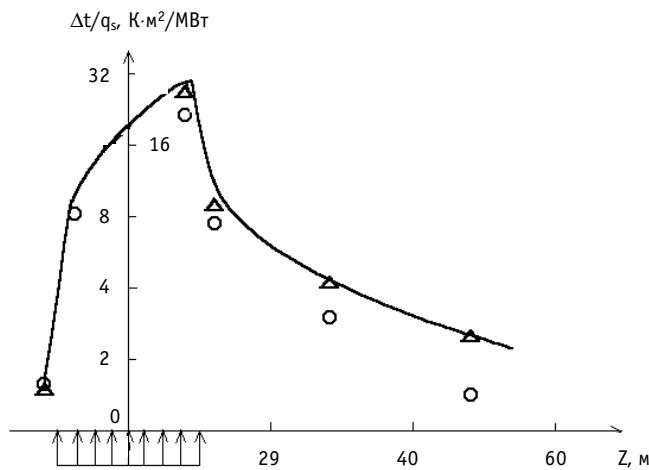


Рис. 7. Отклики температур внешней задачи: — расчет и  $\Delta$  - эксперимент для кольцевого канала;  $\circ$  - экспериментальные данные для случая положения источника в зоне широкого сечения экспериментальной сборки

ным дополнением к ряду существующих методик решения сопряженных задач теплообмена. На рис. 7 приведен отклик температуры внешней задачи, полученный экспериментально для треугольной упаковки твэлов.

### Литература

1. Орлов В.В., Леонов В.Н., Сила-Новицкий А.Г. и др. Конструкция реактора БРЕСТ. Экспериментальные работы для обоснования концепции реактора БРЕСТ. Результаты и планы//Международный семинар «Быстрый реактор и топливный цикл естественной безопасности для крупномасштабной энергетики. Топливный баланс, экономика, безопасность, отходы, нераспространение». М.: Минатом, 2000 (доклад № 13).
2. Ефанов А.Д., Жуков А.В., Кузина Ю.А. и др. Экспериментальное и расчетное изучение вопросов теплогидравлики активной зоны быстрых реакторов типа БРЕСТ (свинцовое охлаждение) //Международный семинар «Быстрый реактор и топливный цикл естественной безопасности для крупномасштабной энергетики. Топливный баланс, экономика, безопасность, отходы, нераспространение». - М.; Минатом, 2000 (доклад № 14).
3. Жуков А.В., Кузина Ю.А., Сорокин А.П. и др. Экспериментальное изучение на моделях теплообмена в активной зоне реактора БРЕСТ-ОД-300 со свинцовыми охлаждением//Теплоэнергетика. – 2002. - № 3. - С. 2-10.
4. Шелегов А.С., Гольба В.С., Орлов Ю.И. Расчет полей температур и скоростей в сборках твэлов, охлаждаемых жидкокометаллическим теплоносителем и имеющих квадратную решетку, с использованием модифицированного принципа суперпозиции температур//Теплоэнергетика. – 2003. - № 7.
5. Гольба В.С., Иваненко И.Ю., Шелегов А.С. Современный подход к решению сопряженной задачи теплообмена для сборки твэлов, охлаждаемой жидкокометаллическим теплоносителем, с использованием модифицированного метода суперпозиции температур//Тезисы докладов VII-й Международной конф. «Безопасность АЭС и подготовка кадров» (Обнинск, 8-11 октября 2001 г.) - Обнинск: ИАТЭ, 1998. - С. 35.
6. Golba V.S., Ivanenko I.J. and Zinina G.A. Solution of the Conjugated Heat Transfer Problem for the Fuel Elements Assemblies//Proc. Fourth International Seminar on Subchannel Analysis, Tokyo, September 25-26, 1997.
7. Golba V.S., Belozerov V.I., Ivanenko I.J. et al. Calculation and experimental research of the temperatures in the ring channel and the tube bundle with local heat source at the inside wall//Proc. 4th world conf. on experimental heat transfer, fluid-dynamics and thermodynamics, 2-6 June 1997, Brussels.

Поступила в редакцию 30.07.2003

# ВЫВОД И ОБОБЩЕНИЕ ФОРМ-ФАКТОРОВ КВАЗИОДНОМЕРНЫХ МОДЕЛЕЙ КОЭФФИЦИЕНТОВ ПРИСТЕННОГО ТРЕНИЯ, ТЕПЛО- И МАССООБМЕНА НЕОДНОРОДНЫХ ПОТОКОВ. КАНАЛЫ КОЛЬЦЕВОЙ ГЕОМЕТРИИ\*

**Ю.Н. Корниенко**

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



Предложенная в [1] методика построения обобщенных замыкающих соотношений на основе форм-факторов для пристенного трения, тепло- и массообмена распространена на описание неоднородного потока теплоносителя в каналах кольцевой геометрии. Приведена обобщенная зависимость, связывающая величины коэффициентов трения, тепло- и массообмена на каждой из стенок с их общим для канала значением. Получен общий вид выражений для форм-факторов, который обобщает лайон-подобные интегральные соотношения для коэффициентов трения и массообмена не только в отношении распределенности теплофизических (т/ф) свойств и обобщенных массовых сил, но также и геометрии канала.

## ВВЕДЕНИЕ

В большинстве практических случаев течения одно- и двухфазных потоков в элементах оборудования ЯЭУ, их геометрия и граничные условия могут в значительной степени отличаться от условий, типичных для круглой трубы. Так весьма распространеными являются каналы кольцевой формы, поэтому разработка для них наиболее полной и универсальной формы замыкающих соотношений коэффициентов пристенного трения, тепло- и массообмена неоднородных потоков теплоносителей с отражением в их интегральных соотношениях основных механизмов, управляющих распределением переменных и плотностей потока субстанций, представляет собой актуальную для теории и важную для практики задачу.

Настоящая работа развивает предложенный ранее [1, 2] обобщенный подход построения интегральных аналитических замыкающих соотношений для коэффициентов пристенного трения тепло- и массообмена течений в осесимметричных каналах кольцевой геометрии. Основная идея предлагаемого подхода заключается в предположениях о допустимости: 1) применения метода разделения переменных и 2) су-

\*Работа выполнена при финансовой поддержке Российского фонда фундаментальных исследований (код проекта 03-01-96338).

перпозиции частных решений для выделенных зон течения при построении общей зависимости в кольцевом канале. Существующие в литературе аналитические описания и модели для замыкающих соотношений [3-6] основаны на этих и дополнительных допущениях, и были разработаны для решения конкретных проблем, что сужает их область применения и возможности совершенствования. Поэтому весьма существенным для теоретических исследований и практических приложений является сохранение наибольшей общности и унификации переменных как в исходных модельных описаниях, так и в искомых коэффициентах трения, тепло- и массообмена, а также их представление в аналитической интегральной форме, обеспечивающей возможность учета как структурных особенностей и механизмов потока, так и геометрии течения.

Данный метод следует отнести к квазидномерным, поскольку он исходит из трехмерной формы уравнений законов сохранения при выводе поправок в виде форм-факторов к коэффициентам трения, тепло и массообмена, учитывающих влияние неоднородных распределений переменных в поперечном сечении. Именно эти форм-факторы позволяют наиболее полно, теоретически последовательно и строго учитывать необходимые эффекты и строить новые замыкающие соотношения [7].

Список основных обозначений представлен в [1], остальные приведены по тексту работы.

## 1. ОПИСАНИЕ ПАРАМЕТРОВ И ПЕРЕМЕННЫХ В КОЛЬЦЕВОМ КАНАЛЕ

В рассматриваемой геометрии движение теплоносителя в осесимметричном кольцевом канале с граничными условиями  $J_{w1}$  и  $J_{w2}$  представлено происходящим по двум кольцевым зонам ( $a=1, 2$ ): внутренней 1 и внешней 2, толщиной  $\delta_{J1}$  и  $\delta_{J2}$  соответственно (см. рис. 1). Начало координат  $r_{J0}$  помещено на линию экстремальных значений переменных. Причем радиальная координата представлена как

$$y = r_{J0} \mp y_a; \quad (1)$$

здесь и в дальнейшем знак «-» соответствует первой, а знак «+» - второй зоне. Заметим, что в общем случае  $\delta_{J1} \neq \delta_{J2}$ , т.е. линия раздела зон не проходит на половине ширины кольцевого канала, а определяется на основе рассмотрения гидродинамических или тепловых задач (см. следующий раздел). В частности, в зависимости от граничных условий на стенках это может быть линия экстремума значений вязкого напряжения или плотности теплового потока, или профиля скорости, или температуры, что отражено индексом  $J$  в этом и последующих соотношениях.

После элементарных преобразований связь относительных площадей зон с их толщиной принимает вид

$$\tilde{A}_{Ja} = \frac{A_{Ja}}{A} = \frac{\tilde{\delta}_{Ja}(1 \mp \tilde{\delta}_{Ja})}{\sum_a \tilde{\delta}_{Ja}(1 \mp \tilde{\delta}_{Ja})}, \quad (2)$$

где  $\tilde{\delta}_{Ja} = \delta_{Ja} / 2r_{J0}$ , индекс  $a$  принимает значения 1 или 2 для внутренней или внешней зоны.

Исходная формулировка модели основывается, как и ранее [1], на трехмерном описании законов сохранения в рамках модели потока дрейфа и ограничена допущением течения в протяженных каналах с высоким отношением  $l/d \gg 1$ , что предопределяет наличие одного преимущественного направления изменения – аксиального. Последнее позволяет физические эффекты в других направлениях учитывать через ха-

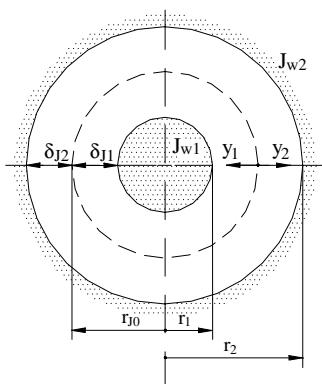


Рис. 1. Геометрические параметры и обозначения в кольцевом канале

Таблица 1

**Формулировки локальных плотностей потока субстанций, чисел и коэффициентов для кольцевой щели (радиусов  $r_1$  и  $r_2$ ) по зонам  $a(=1,2)$** 

	1	2	3	4
1. Плотность потока	субстанции $J_a = \left( \rho \varepsilon_T \frac{\partial \varphi}{\partial y} \right)_a$	движения $\tau_a = - \left( \rho v, \frac{\partial w}{\partial y} \right)_a$	тепла $q_a = \left( \rho k, \frac{\partial h}{\partial y} \right)_a$	массы $N_a = \left( \rho D, \frac{\partial c}{\partial y} \right)_a$
2. Коэффициент переноса	$\varepsilon_{Ta} = \varepsilon_a + \varepsilon_{ta};$ $(\tilde{\varepsilon}_{Ta} = \varepsilon_{Ta} / \varepsilon_{wa})$	$\tilde{V}_{ta} = \tilde{V}_a + \tilde{V}_{ta}$ (1 - турбулентное)	$\tilde{k}_{ta} = \tilde{k}_a + \tilde{V}_{ta} P_{ta} / P_{ta}$ (1 - общее)	$\tilde{D}_{ta} = \tilde{D}_a + \tilde{V}_{ta} S_{ta} / S_{ta}$
3. Перееменная фаза ( $W_a, h_a, (T_a, c_a)$ )	$\Phi_{wa}^+ - \Phi_a^+ = P_{eJ^*a} \int \frac{\tilde{J}_a}{Y \tilde{\rho}_a \tilde{\varepsilon}_{Ta}} dY$	$W_a^+ = Re_{*a} \int \frac{\tilde{\tau}_a}{Y \tilde{\rho}_a \tilde{V}_{ta}} dY, W_{wa} = 0$	$h_{wa}^+ - h_a^+ = P_{e*} \int \frac{\tilde{q}_a}{Y \tilde{\rho}_a \tilde{k}_{ta}} dY$	$c_{wa}^+ - c_a^+ = P_{eN*a} \int \frac{\tilde{h}_a}{Y \tilde{\rho}_a \tilde{D}_{ta}} dY$
4. Субстанция трения	$\Phi_{*a} = J_{wa} / (\rho_{wa} W_{*a})$	$W_{*a}^2 = \tau_{wa} / \rho_{wa}$	$h_{*a} = q_{wa} / (\rho_{wa} W_{*a})$	$c_{*a} = N_{wa} / (\rho_{wa} W_{*a})$
5. Осреднение по сечению кольцевой зоны $A_a$ , где $a (=1,2)$	$\bar{\Phi}_a = \frac{\int A_{*a} \rho_a w_a^\sigma dA_a}{\int \rho_a w_a^\sigma dA_a}$	$\bar{w}_a = \frac{\int \rho_a w_a^\sigma 2\pi y dy}{\int \rho_a 2\pi y dy}$	$\bar{f}_{fa} = \frac{\int f_a \rho_a w_a (1 \mp 2\delta_{qa}) dy}{\int \rho_a w_a (1 \mp 2\delta_{qa}) dy}$	$\bar{c}_a = \int c_a (1 \mp 2\tilde{\delta}_{Na} Y_a) dy$ если $\rho_a w_a \neq f(Y)$
6. Число переноса - по субстанции трения	$P_{eJ_a} = \langle \rho w \rangle_a \delta_{Ja} / \langle \rho \varepsilon \rangle_{wa}$ $P_{eJ^*a} = W_{*a} \delta_{Ja} / \varepsilon_{wa}$	$Re = \langle \rho w \rangle_a \delta_{ta} / \langle \rho k \rangle_{wa}$ $Re_{*a} = W_{*a} \delta_{ta} / \varepsilon_{wa}$	$Pe = \langle \rho w \rangle_a \delta_{qa} / \langle \rho k \rangle_{wa}$ $Pe_{*a} = W_{*a} \delta_{qa} / k_{wa}$	$Pe_{Na} = \langle \rho w \rangle_a \delta_{Na} / \langle \rho D \rangle_{wa}$ $Pe_{N*a} = W_{*a} \delta_{Na} / D_{wa}$
7. Коэффициент трения, тепло- и массообмена	$St_{Ja} = \frac{J_{wa}}{\langle \rho w \rangle_a \tilde{\eta}_a (\varphi_{wa} - \bar{\varphi}_a)}$	$\lambda_a = \frac{8\tau_{wa}}{\langle \rho \rangle_a \bar{w}_a^2} = \frac{8\tau_{wa}}{\langle \rho w \rangle_a \bar{w}_a}$	$h_{qa} = q_{wa} / (T_{wa} - \bar{T}_{fa});$ $St_{qa} = h_{qa} / \langle \rho w \rangle_a \bar{C}_{qfa}$	$\alpha_{Na} = \frac{N_{wa}}{C_{wa} - \bar{C}_a}; St_{Na} = \frac{\alpha_{Na}}{\langle \rho w \rangle_a}$
8. Плотность потока Рейнольдса	$Rm_{Ja} = J_{wa} / \tilde{\eta}_a (\varphi_{wa} - \varphi_a)$	$Rm_{ta} = \tau_{wa} / \bar{w}_a, \text{для } w_{wa} = 0$	$Rm_{qa} = q_{wa} / (h_{wa} - \bar{h}_{fa})$	$Rm_{Na} = N_{wa} / (C_{wa} - \bar{C}_a)$
9. Число Стантона субстанции для зоны $a$	$\frac{1}{St_{Ja}} = \tilde{\eta}_a P_{eJa} \int \frac{\rho_a w_a^\sigma}{\langle \rho w^\sigma \rangle_a}.$ $\left( \int \frac{\tilde{J}_a}{Y \tilde{\rho}_a \tilde{\varepsilon}_{Ta}} dY \right) (1 \mp 2\tilde{\delta}_{Ja} Y_a) dY$	Для $w_{wa} = 0, \tilde{\eta} = 1, \sigma = 0$ $\frac{1}{\lambda_a} = \frac{Re_a}{8} \int \frac{\rho_a}{\langle \rho \rangle_a}.$	Для $\sigma = 1, \tilde{\eta}_a = \rho_{wa} / \bar{c}_{pa}$ $\frac{1}{St_{qa}} = \tilde{\eta}_a P_{e*} \int \frac{\rho_a w_a}{\langle \rho w \rangle_a}.$ $\left( \int \frac{\tilde{\tau}_a}{Y \tilde{\rho}_a \tilde{V}_{ta}} dY \right) (1 \mp 2\tilde{\delta}_{ta} Y_a) dY$	$\frac{1}{St_{Na}} = \frac{1}{0} \int \frac{\rho_a w_a}{\langle \rho w \rangle_a}.$ $\left( \int \frac{\tilde{h}_a}{Y \tilde{\rho}_a \tilde{D}_{ta}} dY \right) (1 \mp 2\tilde{\delta}_{Na} Y_a) dY$

рактеристики переноса и соответствующие модели, а уравнения движения для нормальной и азимутальной скоростей опустить.

Использование предложенной в настоящей работе системы координат (см. рис.1) обеспечивает преемственность описания кольцевого канала и круглой трубы, что вместе с унификацией обозначений [1], градиентной моделью переноса (см. табл. 1) и концепцией обобщенного коэффициента переноса субстанции Рейнольдса [8] существенно сокращает количество преобразований при выводе искомых соотношений. При этом для идентификации течения по какой-либо из зон кольцевого канала использован индекс зоны  $a$  и представление геометрии зон из рис. 1. В общем случае при отличиях профилей переменных и граничных условиях по зонам необходимо рассматривать решения по каждой из зон раздельно. Здесь следует отметить, что хотя возможно влияние одной зоны на другую, в данной работе предполагается отсутствие такого эффекта.

В табл. 1 приведены необходимые определения и обозначения переменных, а также плотностей потока субстанций для задач построения замыкающих соотношений термогидравлики в каналах кольцевой геометрии. Используя эти данные, нетрудно из унифицированного и обобщенного субстанционального представления (см. первую колонку табл. 1) восстановить соответствующие профили аксиальной скорости, энталпии, концентрации и других параметров для гидродинамической, тепловой и массообменной задач по каждой из кольцевых зон соответственно, что подробно проиллюстрировано в табл. 1.

### 1.1. Определение границы между зонами в кольцевом канале

В общем случае граница между зонами при течении в кольцевом канале может быть получена на основе обобщенного соотношения для профиля плотности потока субстанций [1], записанного для кольцевой зоны  $a$ ,

$$\frac{\mp 1}{r_{j_0} \mp y_a} \frac{\partial}{\partial y_a} ((r_{j_0} \mp y_a) J) = I_v - \rho w \frac{\partial \phi}{\partial z} \mp \rho v \frac{\partial \phi}{\partial y_a} - \rho \frac{\partial \phi}{\partial t}. \quad (3)$$

Точнее говоря, именно условие баланса переносимых субстанций в радиальном и аксиальном направлениях, записанное для каждой из зон кольцевого канала, определяет искомую границу. Так для уравнения движения (см. рис. 2), используя баланс сил по каждой из зон осесимметричного кольцевого канала и пренебрегая всеми эффектами кроме гидростатической компоненты и отлияния в давлениях между зонами, нетрудно получить следующие соотношения для линии максимальных скоростей (или нулевых вязких напряжений):

$$R_{\tau_0} = R_{12} \sqrt{\frac{1 + E_p \tilde{\tau}_{12} / R_{12}}{1 + E_p \tilde{\tau}_{12} \cdot R_{12}}}, \quad (4a)$$

$$E_p = (1 - \Delta_{p12}) \frac{1 - \langle \tilde{\rho} \rangle_2}{1 - \langle \tilde{\rho} \rangle_1}, \quad (4b)$$

где

$$R_{\tau_0} = \frac{r_{\tau_0}}{r_2}, \quad (5a)$$

$$R_{12} = \frac{r_1}{r_2}, \quad (5b)$$

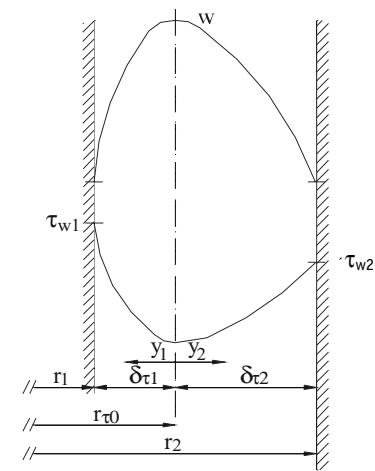


Рис. 2. Типичное распределение скорости и вязких напряжений в кольцевом канале

$$\tilde{\tau}_{12} = \frac{\tau_{w1}}{\tau_{w2}}, \quad (5\text{в})$$

$$\Delta_{P_{12}} = \left( \frac{dP_1}{dz} - \frac{dP_2}{dz} \right) \Bigg/ \frac{dP_1}{dz} \quad (5\text{г})$$

и

$$\frac{d\tilde{P}_a}{dZ} = \frac{dP_a}{dz} \frac{\delta_{ta}}{\tau_{wa}}, \quad (6\text{а})$$

$$\langle \tilde{\rho} \rangle_a = \frac{\langle \rho \rangle_a}{\rho_{wa} Fr_a} \Bigg/ \frac{d\tilde{P}_a}{dZ_a}, \quad (6\text{б})$$

$$Fr_{*a} = \frac{W_{*a}^2}{g\delta_{ta}} = \lambda_a Fr_a, \quad (6\text{в})$$

$$Fr_a = \frac{\langle \rho w \rangle_a^2}{\rho_{wa}^2 g \delta_{ta}}. \quad (6\text{г})$$

Связь относительного радиуса между зонами с толщиной зон  $\delta_{\tau 1}$  или  $\delta_{\tau 2}$  имеет вид

$$R_{\tau 0} = \frac{1}{1 + 2\tilde{\delta}_{\tau 2}}, \quad (7\text{а})$$

или

$$R_{\tau 0} = \frac{1}{1 + 2\tilde{r}_{21} - 2\tilde{\delta}_{\tau 1}}, \quad (7\text{б})$$

$$\tilde{r}_{21} = \frac{r_2 - r_1}{2r_{\tau 0}}. \quad (7\text{в})$$

Из уравнений (4а,б) видно, что на координату нулевых вязких напряжений в кольцевом канале кроме геометрического фактора (5б), отличия в перепадах давления (5г) (ба) и распределений плотности по зонам (6б) влияют также и граничные условия (5в,г), в том числе и через величину коэффициента трения (6в) для данной зоны. Последнее предопределяет итеративный характер данного метода расчета. В условиях пренебрежимо малого влияния эффектов плотности и перепада давления приходим к предложенным ранее в литературе соотношениям [9, 10].

Аналогично для уравнений переноса тепла и массы, сохраняя лишь компоненты источников/стоков тепла (или массы), а также отличия в аксиальных градиентах энталпии (или концентрации), получим уравнение для линии экстремальных энталпий (или концентраций) в кольцевом канале:

$$R_{J0} = R_{12} \sqrt{\frac{1 + E_{I_v} \tilde{J}_{12} / R_{12}}{1 + E_{I_v} \tilde{J}_{12} \cdot R_{12}}}, \quad (8\text{а})$$

$$E_{I_v} = (1 - \Delta_{J_{12}}) \frac{1 - \langle \tilde{I}_v \rangle_2}{1 - \langle \tilde{I}_v \rangle_1}, \quad (8\text{б})$$

где

$$\langle \tilde{I}_v \rangle_a = \frac{\langle I_v \rangle_a r_a}{J_{wa}}, \quad (9\text{а})$$

$$\Delta_{J_{12}} = \frac{J_{w1} - J_{w2}}{J_{w1}}, \quad (96)$$

$$\tilde{J}_{12} = \frac{J_{w1}}{J_{w2}}, \quad (9b)$$

причем индекс  $J (= q \text{ или } N)$  и переменные  $J_{wa}$ , а также  $I_{va}$  принимают значения  $q_{wa}$  и  $N_{wa}$ , а также  $q_{va}$  и  $N_{va}$  для задач тепло- и массообмена соответственно.

Таким образом, для тепловой задачи соотношения (8) и (9) подобно уравнениям (4)-(6), обобщают модель [10] расчета координаты нулевой плотности теплового потока в кольцевом канале на учет отличий в теплоподводе и распределений источников/стоков тепла по сечению зон. Аналогичное суждение справедливо и для массообменных задач.

## 1.2. Связь теплогидравлических характеристик кольцевого канала с их локальными значениями на каждой из стенок

Полагая известной границу между зонами в кольцевом канале и используя осредненные уравнения неразрывности и движения по зонам и кольцевому каналу в целом, нетрудно, подобно [9], получить искомую связь между общим и индивидуальными для каждой из стенок коэффициентами трения в виде следующего гармонического соотношения:

$$\frac{1}{\sqrt{\lambda}} = \sqrt{\frac{\tilde{d}_{\tau_1}}{\lambda_1 \langle \tilde{\rho} \rangle_1}} \tilde{A}_{\tau_1} + \sqrt{\frac{\tilde{d}_{\tau_2}}{\lambda_2 \langle \tilde{\rho} \rangle_2}} \tilde{A}_{\tau_2}, \quad (10)$$

где

$$\langle \tilde{\rho} \rangle_1 = \frac{\langle \rho \rangle_1}{\langle \rho \rangle_1 + \langle \rho \rangle_2}, \quad \langle \tilde{\rho} \rangle_2 = \frac{\langle \rho \rangle_2}{\langle \rho \rangle_1 + \langle \rho \rangle_2}. \quad (11)$$

Относительные гидравлические диаметры зон определены через соответствующие площади  $A$  и периметры  $P$  как

$$\tilde{d}_{\tau_a} = \frac{d_{\tau_a}}{d_{\tau_b}} = \frac{4A_{\tau_a}}{f_{\tau_a}} \Big/ \frac{4(A_{\tau_1} + A_{\tau_2})}{f_{\tau_1} + f_{\tau_2}}; \quad (12)$$

выраженные через относительные радиусы они имеют вид

$$\tilde{d}_{\tau_1} = \frac{R_{\tau_0}^2 - R_{\tau_2}^2}{R_{\tau_2}(1 - R_{\tau_2})}, \quad (13a)$$

$$\tilde{d}_{\tau_2} = \frac{1 - R_{\tau_0}^2}{1 - R_{\tau_2}}. \quad (13b)$$

Для связи последних с относительной толщиной зон следует использовать соотношения (7).

В условиях применимости аналогии Рейнольдса соотношение (10) описывает также и коэффициенты тепло- и массообмена в виде соответствующих чисел Стантона. При отсутствии аналогии Рейнольдса и при несовпадении границ экстремальных значений вязких напряжений, плотности потоков тепла и массы, используя осредненные уравнения неразрывности и энергии по зонам и кольцевому каналу в целом, нетрудно получить искомую связь между коэффициентами тепло(или массо)обмена на разных стенках и общим значением для всего канала

$$\frac{1}{\sqrt{St_J}} = \sqrt{\frac{\tilde{d}_{J_1}}{St_{J_1} \langle \tilde{\rho} \rangle_1}} \tilde{A}_{J_1} + \sqrt{\frac{\tilde{d}_{J_2}}{St_{J_2} \langle \tilde{\rho} \rangle_2}} \tilde{A}_{J_2}, \quad (14)$$

индекс  $J$ , как и выше, является признаком тепловой  $q$ , или массообменной  $N$  задачи.

В общем случае нахождение границ экстремальных значений гидродинамических, тепло- и массообменных переменных требует комплексного и сопряженного решения задач построения (по крайней мере) двумерных полей этих переменных или разработки методов типа [9-11] для течений неоднородных потоков, что выходит за рамки данной работы.

Уравнение для распределения локальной плотности потока субстанции получим аналогично работе [1]: после интегрирования обобщенного уравнения переноса (3) по сечению каждой из зон ( $a$ ) сначала с переменным верхним пределом  $Y_a$ , а затем до стенки  $Y_a = 1$  и объединения полученных интегралов (с использованием обозначений табл. 2):

$$\tilde{J}_a = \frac{1 \mp 2\tilde{\delta}_{Ja}}{1 \mp 2\tilde{\delta}_{Ja} Y_a} \mathfrak{R}_{Ja} \left( 1 - \frac{\mp 2\tilde{\delta}_{Ja}}{1 \mp 2\tilde{\delta}_{Ja}} \sum_e \Phi_{e\varphi a} K_{e\varphi a} \right), \quad (15)$$

где весовая функция

$$\mathfrak{R}_{Ja} = \int_0^{Y_a} (\rho w)_a^\sigma (1 \mp 2\tilde{\delta}_{Ja} Y_a) dY / \int_0^1 (\rho w)_a^\sigma (1 \mp 2\tilde{\delta}_{Ja} Y_a) dY \quad (16)$$

построена на основе массовой скорости для уравнения энергии ( $J=q$ ) и конвективной диффузии ( $J=N$ ) при  $\sigma=1$ . Легко видеть, что для «ударных» (плоских) профилей массовой скорости при  $\rho w \neq f(Y_a)$ , а также при рассмотрении уравнения движения ( $J=\tau$ ), когда  $\sigma=0$ , имеем

$$\mathfrak{R}_{Ja}|_{\sigma=0} = \mathfrak{R}_{ta} = Y_a (1 \mp \tilde{\delta}_{ta} Y_a) / (1 \mp \tilde{\delta}_{ta}), \quad (17)$$

что приводит к линейной (при  $\tilde{\delta}_{ta} << 1$ ) или квадратичной (при  $\tilde{\delta}_{ta} >> 1$ ) зависимости  $\mathfrak{R}_{ta}$  по сечению каждой из зон, интерпретируя их плоской щелью или круглой трубой соответственно, тогда как общий множитель перед скобкой в уравнении для обобщенной плотности потока субстанции, в частности для профиля вязких напряжений, остается линейным. Деформация линейного профиля  $J_a$  происходит как за счет рассматриваемых эффектов  $e$  на основе представляемых ниже форм-факторов, так и за счет кольцевой геометрии канала.

Как и для круглой трубы [1], отсутствие влияния радиально распределенных эф-

Таблица 2

**Определения осреднений компонент  $\Phi_{e\varphi a}$  и форм-факторов  $K_{e\varphi a}$  уравнения переноса субстанции ( $\varphi_a$ ) по зонам (а) кольцевого канала (аксиальная симметрия)**

$e$	Осредненные компоненты переноса $\Phi_{e\varphi a}$	Форм-факторы профиля $\varphi$ -переменной $K_{e\varphi a}$
1	$\Phi_{v\varphi a} = \int_0^1 \tilde{I}_{v\varphi a} Y_{Ja} dY$ , где $Y_{Ja} = 1 \mp 2\tilde{\delta}_{Ja} Y_a$ (1)	$K_{v\varphi a} = 1 - \int_0^{Y_a} \tilde{I}_{v\varphi a} Y_{Ja} dY / (\Phi_{v\varphi a} \mathfrak{R}_{Ja})$ (2)
2	$\Phi_{z\varphi a} = \int_0^1 \tilde{p}_a w_a^+ \frac{\partial \varphi_a^+}{\partial Z} Y_{Ja} dY$ (3)	$K_{z\varphi a} = 1 - \int_0^{Y_a} \tilde{p}_a w_a^+ \frac{\partial \varphi_a^+}{\partial Z} Y_{Ja} dY / (\Phi_{z\varphi a} \mathfrak{R}_{Ja})$ (4)
3	$\Phi_{y\varphi a} = \int_0^1 \tilde{p}_a v_a^+ \frac{\partial \varphi_a^+}{\partial Y} Y_{Ja} dY$ (5)	$K_{y\varphi a} = 1 - \int_0^{Y_a} \tilde{p}_a v_a^+ \frac{\partial \varphi_a^+}{\partial Y} Y_{Ja} dY / (\Phi_{y\varphi a} \mathfrak{R}_{Ja})$ (6)
4	$\Phi_{\omega\varphi a} = \frac{1}{S r_{*a}} \int_0^1 \tilde{p}_a \frac{\partial \varphi_a}{\partial \tilde{t}} Y_{Ja} dY$ (7)	$K_{\omega\varphi a} = 1 - \frac{1}{S r_{*a}} \int_0^{Y_a} \tilde{p}_a \frac{\partial \varphi_a^+}{\partial \tilde{t}} Y_{Ja} dY / (\Phi_{\omega\varphi a} \mathfrak{R}_{Ja})$ (8)

⊗- отсутствует для плотности теплового потока и потока массы, полученных с использованием  $\partial \varphi_a^+ / \partial Z$ .

фектов включая массовую скорость  $\rho_a w_a \neq f(Y)$ , а также  $\Phi_{e\varphi a} \rightarrow 0$  и/или  $K_{e\varphi a} \rightarrow 0$  приводит к обычному линейному распределению плотности потока субстанции: вязких напряжений, плотности потока тепла и массы [5] по каждой из зон кольца. И наоборот, в случае заметного их влияния зависимость (15) обеспечивает поправку к линейному распределению тем большую, чем выше значения соответствующей компоненты и форм-фактора.

## 2. ОПРЕДЕЛЕНИЯ И ФИЗИЧЕСКИЙ СМЫСЛ ФОРМ-ФАКТОРОВ В КОЛЬЦЕВЫХ ЗОНАХ

Подобно круглой трубе [1], компоненты  $\Phi_{e\varphi a}$  и форм-факторы  $K_{e\varphi a}$  управляют поведением плотности потока субстанции при течении в кольцевом канале (см. (15)). Они ответственны за эффекты распределенных в поле течения переменных и источников/стоков субстанций и приведены в табл. 2 для кольцевой зоны (*a*). При этом, если компонента  $\Phi_{e\varphi a}$  отражает нормированный относительно «шкалы трения» масштаб данного явления *e*, то форм-фактор  $K_{e\varphi a}$  представляет собой меру отличия локальной переменной от ее средне-интегрального значения, отнесенную к величине этой компоненты в кольцевой зоне (*a*).

Осредненные компоненты  $\Phi_{e\varphi a}$  и форм-факторы  $K_{e\varphi a}$  обобщенного уравнения переноса субстанции, приведенные в табл. 2, обращаются в соответствующие компоненты и форм-факторы для уравнений количества движения, тепла и конвективной диффузии, описывающие влияние формы профиля переменных  $\varphi (= w, v, h$  или  $T$  и  $c$ ), а также источников/стоков субстанций. При этом компоненты  $\Phi_{e\varphi a}$  можно охарактеризовать как обобщенные субстанциональные массовые силы, в частности, связанные с источниками (*e*=1) или с процессами аксиального (*e*=2) и радиального (*e*=3) ускорений, а также нестационарностью (*e*=4). Они представляют собой обобщение чисел Грасгофа для этих процессов, что нетрудно проверить непосредственной подстановкой соответствующих переменных в каждый из рассматриваемых законов сохранения.

Таким образом, введение форм-факторов  $K_{e\varphi a}$ , по своему физическому и математическому смыслу отражающих влияние распределенных в поперечном сечении кольцевого канала обобщенных субстанциональных массовых сил на распределение плотности потока субстанции, приводят к возможности его значительных отклонений от характерной (в простейшем случае линейной) зависимости. В количественном отношении форм-факторы отражают меру влияния радиально распределенных эффектов обобщенных массовых сил в квазидисперсионной модели кольцевого канала.

## 3. АНАЛИТИЧЕСКИЕ ЗАВИСИМОСТИ ДЛЯ КОЭФФИЦИЕНТОВ ТРЕНИЯ, ТЕПЛО- И МАССООБМЕНА ПО ЗОНАМ КОЛЬЦЕВОГО КАНАЛА

При допущении неизменности аксиального градиента давления в поперечном сечении зоны (*a*) кольцевого канала из уравнения для коэффициента трения (см. табл.1, строка 9, колонка 2) и уравнения (15) после интегрирования по частям получим следующую обобщенную зависимость для коэффициента трения:

$$\frac{8}{\lambda_a} = Re_a \cdot \int_0^1 \left( 1 - \frac{\mp 2\tilde{\delta}_{ta}}{1 \mp 2\tilde{\delta}_{ta}} \sum_e \Phi_{ewa} K_{ewa} \right) \frac{\langle \tilde{p} \rangle_{Y_a} (1 \mp 2\tilde{\delta}_{ta}) \cdot \mathfrak{R}_{ta}}{\tilde{p}_a \tilde{v}_{ta} (1 \mp 2\tilde{\delta}_{ta} Y_a)} dY, \quad (18)$$

где интегральные компоненты и форм-факторы идентичны соотношениям (1)-(8) табл.2 при замене  $\varphi$  на  $w$  и  $I_v$  на  $pg$ ;

$$\langle \tilde{p} \rangle_{Y_a} = \int_0^{Y_a} \tilde{p}_a (1 \mp 2\tilde{\delta}_{ta} Y_a) dY / \int_0^1 \tilde{p}_a (1 \mp 2\tilde{\delta}_{ta} Y_a) dY. \quad (19)$$

Соотношение (18) обобщает интеграл Б.С. Петухова, В.Н. Попова [5] для коэффициента сопротивления трения не только в отношении профиля плотности, аксиального  $\Phi_{zw}$  и радиального  $\Phi_{yw}$  ускорений потока в поле течения, но и кольцевой формы канала.

Полагая, как и выше, что в рассматриваемой кольцевой зоне ( $a$ ) аксиальный градиент энталпии (и концентрации) не является функцией радиальной координаты из уравнения для коэффициента тепло(или массо)обмена (см. табл. 1, строка 9, колонки 3 или 4) и уравнения (15) после интегрирования по частям получим

$$\frac{1}{St_{qa}} = Pe_a \tilde{\eta}_a \int_0^1 \left( 1 - \frac{\mp 2\tilde{\delta}_{qa}}{1 \mp 2\tilde{\delta}_{qa}} \sum_e \Phi_{eha} K_{eha} \right) \frac{(1 \mp 2\tilde{\delta}_{qa}) \cdot \mathfrak{K}_{qa}^2}{\tilde{\rho}_a \tilde{k}_{ta} (1 \mp 2\tilde{\delta}_{qa} Y_a)} dY, \quad (20)$$

где интегралы  $\Phi_{eha}$  и  $K_{eha}$  идентичны (1)-(8) табл. 2 при замене переменной  $\phi$  на  $h$  и  $I_V$  на  $q_v$ :

$$\langle \tilde{q}_v \rangle_{Y_a} = \int_0^{Y_a} \tilde{q}_{va} (1 \mp 2\tilde{\delta}_{qa} Y_a) dY / \int_0^1 \tilde{q}_{va} (1 \mp 2\tilde{\delta}_{qa} Y_a) dY. \quad (21)$$

Зависимость для коэффициента массообмена  $St_{Na}$  функционально идентична уравнению (20), отличаясь лишь коэффициентом  $\tilde{\eta}=1$  и индексом  $N$  вместо  $q$ .

Сопоставление полученных уравнений (18) и (20) с имеющимися в литературе [3-5] позволяет утверждать, что они являются обобщением интегральных соотношений Лайона [4], Новикова-Воскресенского [3], Петухова-Попова [5] для описания теплообмена однофазных потоков в плоских и круглых каналах, а также обобщением замыкающих соотношений по трению и тепло- и массообмену [1,2,7] для течений неоднородных потоков в кольцевых каналах.

Как и для течений в каналах простой геометрии [1], полученные аналитические выражения представляют собой нелинейные интегродифференциальные уравнения, для замыкания которых необходимы соответствующие модельные представления для включенных в рассмотрение физических явлений. Требуются как модели турбулентного переноса субстанций в одно- и двухфазных неравновесных потоках, так и модели их радиального и аксиального переносов, представленные в табл. 2; необходима также разработка соответствующих численных методов решения. Однако при ряде дополнительных упрощений и допущений, устраниющих нелинейности, возможно получение квадратурных решений [12], сохраняющих обобщающие и эвристические свойства полученных выше интегральных форм.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе представлено развитие методики [1] построения обобщенных лайонподобных интегральных замыкающих соотношений на основе форм-факторов для коэффициентов пристенного трения, тепло- и массообмена для течений неоднородного потока теплоносителя в каналах кольцевой геометрии, показаны их предельные переходы к плоской щели и круглой трубе. Форм-факторы  $K_{e\varphi a}$  по своему физическому и математическому смыслу отражают влияние распределенных в поперечном сечении кольцевого канала обобщенных субстанциональных массовых сил на поведение плотности потока субстанции, приводя к возможности ее значительных отклонений от характерной (в простейшем случае линейной зависимости).

Получено обобщенное гармоническое соотношение, связывающее величины коэффициентов трения, тепло- и массообмена на каждой из стенок с их общим для кольцевого канала значением. Приведено обобщенное уравнение для линии экстремальных значений вязкого напряжения, плотности теплового (массового) потока, или же профиля скорости, энталпии (концентрации) в кольцевом канале.

Предложенный квазидномерный метод представляет собой основу для наиболее полного, теоретически последовательного и строгого учета пространственной неоднородности рассматриваемых эффектов при разработке и обосновании новых полуэмпирических замыкающих соотношений термогидравлики в каналах кольцевой геометрии.

### **Литература**

1. Корниенко Ю.Н. Вывод и обобщение форм-факторов квазидномерных моделей коэффициентов пристенного трения, тепло- и массообмена неоднородных потоков. Каналы круглой и щелевой геометрии. // Известия вузов. Ядерная Энергетика. – 2003. - № 3. – С. 105-115.
2. Kornienko Y.N. Generalized integral forms for friction, heat and mass transfer coefficients//Int. J. Heat Mass Transfer. - 1995. - V. 38. - №16. - P. 3103-3108.
3. Новиков И.И., Воскресенский К.Д. Прикладная термодинамика и теплопередача. - М.: Атомиздат, 1977.
4. Lyon R.N. Liquid metal heat-transfer coefficients//Chemical Engineering Progr. – 1951. - V. 47. – № 2. - P. 87-97.
5. Петухов Б.С. Избранные труды. Вопросы теплообмена. - М.: Наука, 1987.
6. Щукин В.К. Теплообмен и гидродинамика внутренних потоков в полях массовых сил. - М.: Машиностроение, 1980.
7. Kornienko Y. On Development of Analytical Closure Relationships for Local Wall Friction, Heat and Mass Transfer Coefficients for Sub-Channel Codes // International Atomic Energy Agency. - TECDOC-1157. - LMFR core thermohydraulics: Status and prospects. – Vienna. – Austria. – 2000. - P.347-363.
8. Рейнольдс А. Дж. Турбулентные течения в инженерных приложениях. - М.: Энергия, 1979.
9. Maubach K. Rough annulus pressure drop interpretation of experiments and recalculation for square ribs//Int. J. Heat Mass Transfer. – 1972. - V. 15. - P. 2489-2498.
10. Борицанский В.М., Кутателадзе С.С., Новиков И.И., Федынский О.С. Жидкокометаллические теплоносители. - М.: Атомиздат, 1976.
11. Jones J.C., Leung J.C.M. An improvement in the calculation of turbulent friction in smooth concentric annuli//J. of Fluids Engineering. – 1981. - V. 103. № 4. - P. 159-168.
12. Kornienko Yu., Ninokata H. Development of generalized integral forms of local and sub-channel wall friction, heat and mass transfer coefficients in single- and two-phase flows. Preprint IPPE-2791. - Obninsk, 2000.

Поступила в редакцию 20.04.2003

## ABSTRACTS OF THE PAPERS

---

### УДК 621.039.524.46

*Industrial Heavy-Water Reactor Technology Creation Experience and Development Prospects* |V.V. Petrunin; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 14 pages, 4 illustrations, 5 tables. – References, 7 titles.

The development of heavy-water reactor technology is presented in the report. The distinctive features of industrial heavy-water reactors and the introduction stages of radioactive isotopes fabrication at L-2 reactor are given. The concept of new heavy-water industrial reactor is presented. New HWR creation economic efficiency is analysed. Multiversion calculation of HWR economics was performed by Ail-Russian method using the certified TEO-INVEST code, developed by Russian Academy of Science Institute of Management Problems. Calculation results allowed making a conclusion that at the present level of world prices for isotope products the investment project of new HWR has high profitability and payback indices. The predicted increase of the world prices for isotope products caused by the demand rise allows additionally to improve project characteristics and to increase its stability to financial risks.

### УДК 621.039.58

*The Modern Approach to Methodology of Probabilistic Safety Analysis* |Yu.V. Shvyryev; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 8 pages. – References, 11 titles.

The brief description of probabilistic safety analysis (PSA) methodology which is used in present time for the development of the safety decisions at the designing and operation nuclear power plants (NPP) with WWER reactors.

PSA methodology includes the common probabilistic model describing the arising of NPP accident states exceeding the setting value of limiting accident consequences, list of the probabilistic safety indicators (PSI), the definition of basic tasks, methods, approaches, data base and computer codes to define full population of accident states and to perform PSI quantification and the approach for complex qualitative and quantitative estimation of safety level based on PSA results.

### УДК 621.317

*Magnetic Inspection of Pipelines in Industrial Water-Supply of NPPs* |A.A. Abakumov, A.A. Abakumov (junior), E.A. Kasatov; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 7 pages, 8 illustrations, 1 table. – References, 2 titles.

The physical principles of magnetic methods of inspection of pipelines is reviewed. The main notice is given to problems of magnetic introsopes construction. The construction, principle of operation and performances of magnetic introsopes for external inspection of pipelines in industrial water-supply of NPPs is depicted.

### УДК 621.039.53

*The analysis of temperature distribution in front of a shock wave in metals* |A.I. Trofimov, M.A. Trofimov, V.V. Hudasko; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 7 pages, 4 illustrations. – References, 9 titles.

Theoretical research of distribution of temperature in front of a shock wave in metals with the account convection, heat conductivities of a atomic lattice and electrons, an exchange of energy between a atomic lattice and electrons for a substantiation of a noncontact method of measurement of the intense status of metal of designs of the atomic power station is carried out on the basis of the phenomenon of occurrence EMF at shock loadings

**УДК 621.039.56**

*Mathematical Simulation of Dose Fields in the Planning of Repair Staff Irradiation* | O.L. Tashlykov, S.Ye. Sheklein, N.I. Markelov; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 6 pages, 5 illustrations. – References, 5 titles.

The article shows a role of scheduling stage in optimizing cycle of repairing works, and methods to forecast radiation doses of the staff. The dose imitation problems related with dose rate determination in the different points of working space and time in the corresponding radiation fields was shown. Design data for distribution of dose ratio fields from surface and line sources is listed.

**УДК 621.039.56**

*Radiation Factor in the Problem of APR Use Ratio Improvement* | S.Ye. Sheklein, O.L. Tashlykov, N.I. Markelov; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 9 pages, 6 illustrations. – References, 6 titles.

The analysis of power use ratio is carried out for atomic power plants (APP) at Russia and abroad. APP under repair stoppage dependence on staff irradiation is shown. The problem of dose expenditures reduction for APP staff because of switching to radiation standards requirement NRB-99 of staff irradiation reduction as much as 2,5 times was formulated. The repair personnel irradiation analysis was carried out for Russian APP.

Repair work optimization problems have been considered at the following stages: scheduling, work preparation, execution, work assessment and back-coupling. Key problems in the efficiency improvements of repair services for APP systems and equipment, which connected with repair personnel irradiation reduction was covered.

**УДК 539.16.04: 502.3**

*Dose Analysis for the Population of Radioactive Contaminated Territories with the Use of Multilevel Adaptive Dose Models* | V.I. Didenko, B.I. Yatsalo, G.Y. Bruk, V.Yu. Golikov; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 7 pages, 3 illustrations, 1 table. – References, 9 titles.

The structure of external and internal doses to the population of the most radioactive contaminated districts of Bryansk region is considered. Model assessments of effective doses for 2003, 2010 and 2030 as well as the contribution of external/internal doses into total dose have been carried out. A brief description of multilevel adaptive dose models realised within stand-alone computer system DoseApplication and PRANA GIS-DSS are presented.

**УДК 574: 621.039**

*The Estimate of Ecological Risk for Ground Ecosystems in Case of Nuclear Power Plant Failures* | D.Y. Kremlakov, M.Y. Kremlakov; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 8 pages, 3 tables. – References, 8 titles.

The estimate of probabilistic damage to forest- and agro-ecosystems from Caesium-137 and Strontium-90 emergency pollution in case of nuclear power plant failures is carried out. This estimate is based on radio-ecological risk conception, which involves application of radioactive substances distribution models in atmosphere, as well as calculation of absorbent radiation dose in critical ecosystem groups.

It is shown a radio-ecological damage defined in ecosystem's destruction area and dependence of such damage on the scale of radionuclid emergency pollution, weather conditions and radio-stability of critical groups of plant communities. On the assumption of dose diapason from MELD to ELD, ecological risk defined in probable ecosystem's destruction area is estimated: for Caesium-137 pollution about 2% of coniferous forest and from 4 to 9% of deciduous forest; for Strontium-90 pollution from 2 to 4% of agricultural crop.

**УДК 621.039.54**

*Mathematical Equipment for Flow Rate Identification in the Fuel Channels of RBMK-Reactor Based on Nitrogen Activity Data | A.M. Zagrebayev, N.V. Ovsyannikova, A.Y. Artemiev, N.I. Mironov; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 8 pages, 6 illustrations. – References, 7 titles.*

A mathematical model of the coolant activation by fast neutrons in the fuel channels of RBMK reactor and possibilities of its application to flow rate identification during operating at nominal and low power levels as well as to interpreting active and passive experiments on flow rate identification are described. A flow rate restoring algorithm is considered based on experimental data on nitrogen activity of the coolant provided by fuel elements covers intactness control system (SKGO), reactor status files and the mathematical model of coolant activation. The results of coolant flow rate restoring using experimental data from Kurskaya and Ignalinskaya Atomic Power Stations with the help of proposed mathematical equipment are given.

**УДК 621.039.52**

*Peculiarities of Realization of the Abnormal Events in Large Power BN-type Reactors with Non-traditional Form of Core | V.S. Okuney; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 10 pages, 4 illustrations, 2 tables. – References, 9 titles.*

The non-traditional form (ring or band) of the LMFR's core can be provided the optimal values of the void reactivity effect, density reactivity factor and Doppler-effect. The analysis of anticipated transients without scram in the MOX-fuelled and MN-fuelled BN-1600-type LMFBRs with ring-shaped core are presented.

**УДК 539.1.07+621.039.516**

*The Analysis of Possibilities to Use Single-Type Hardware and Methodology for Real Time Monitoring of Nuclear Fuel and Nuclear Materials Condition | O.V. Maslov, M.V. Maximov, S.G. Oleynik; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 11 pages, 6 illustrations, 1 table. – References, 26 titles.*

There is proved a need for real time monitoring of nuclear fuel and nuclear materials condition. The fundamental principle of the nuclear fuel monitoring system is measuring spectra of a spent fuel assembly g-irradiation. Based on over 200 measurements, a procedure for real time monitoring of burnout in spent fuel assemblies in the course of handling was proposed. Also, this article demonstrates a possibility to monitor by applying a measuring system based on CdZnTe-detectors to fresh nuclear fuel. The provision of priority systems with digital spectrometers improves the measurement quality. The use of CdZnTe-detectors allows to monitor the spent nuclear fuel burnout and enrich fresh nuclear fuel in real time during handling operations.

**УДК 621.039.73**

*Some Features of Burn-up of Curium Fraction from Minor Actinides in Neutron Field | A.E. Sintsov, V.A. Apse, A.N. Shmelev; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 9 pages, 9 illustrations, 2 tables. – References, 14 titles.*

Some neutronic features of curium minor actinides fraction burn-up in neutron field of nuclear reactors are analysed. It is demonstrated that fuel composition containing a mixture of curium isotopes can become critical with neutron multiplying properties substantially better than those of traditional uranium dioxide UOX-fuel. The results obtained in numerical analyses of curium oxide  $\text{Cm}_2\text{O}_3$ -fuel burn-up in different neutron spectra are presented. Two mathematical models are applied: cell of VVER-type reactor and cell of micro particle fuel of HTGR-type reactor. It is demonstrated that rather high fuel burn-up can be achieved for one irradiation cycle. There are considered the specific features of curium-based fuel management related with intense heat generation and helium accumulation in  $\alpha$ -decays.

**УДК 621.039.54**

*External Problem with Reference to a Technique of a Local Heat Source for the Calculation of the Conjugated Heat Transfer Problem in Fuel Rods Assemblies | V.S. Golba, A.S. Shelegov; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 6 pages, 7 illustrations. – References, 7 titles.*

The partial solutions of the energy equation (responses of temperatures) for the coolant by a numerical method are obtained. The responses of temperatures are used for solution of the conjugate heat transfer problem in fuel rod assembly. Qualitative comprising of calculation responses and experimental responses of temperatures for the equivalent ring channel is presented. The numerical solution of the external problem allows doing without expensive experiments.

**УДК 532.582**

*Derivation and Generalization of the Form-Factors for Quasi-one-dimension Models of Wall Friction, Heat- and Mass Transfer Coefficients in Non-homogeneous Coolant Flow. Channels of Annular Geometry | Yu.N. Kornienko; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 10 pages, 2 illustrations, 2 tables. – References, 12 titles.*

Proposed earlier [1] method of derivation and construction of generalized closure relationships based on form-factor notion for friction, heat- and mass transfer coefficients is extended on description of non-homogeneous coolant flow in an annular channel. The generalized closure relationship between friction, heat- and mass transfer coefficients for each of the walls with their total channel value is presented. An extended form-factors' descriptions derived, and it generalizes Lyon-type integral relationships for friction, heat- and mass transfer coefficients not only for thermophysiological properties and generalized body forces distributions, but also annular channel geometry.

## НАШИ АВТОРЫ

**Абакумов А.А.** – д.т.н., профессор, заведующий кафедрой электротехники и электроники Обнинского государственного технического университета атомной энергетики. В 1969 году окончил Институт радиоэлектроники в г. Томске

**Абакумов А.А. (мл.)** – к.т.н., доцент кафедры компьютерных систем, сетей и технологий Обнинского государственного технического университета атомной энергетики. В 1989 году окончил Авиационный институт в г. Уфе

**Апсэ В.А.** – к.т.н., с.н.с. кафедры теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов Московского инженерно-физического института (государственного университета).

**Касатов Е.А.** – старший преподаватель кафедры компьютерных систем, сетей и технологий Обнинского государственного технического университета атомной энергетики. В 1996 году окончил Обнинский институт атомной энергетики.

**Корниенко Ю.Н.** – к.т.н., ведущий научный сотрудник отдела математики и программных средств ГНЦ РФ-Физико-энергетического института им. А.И. Лейпунского. Закончил Московский энергетический институт в 1971 г. Область научных интересов: анализ неравновесных двухфазных потоков, в том числе при аварийных процессах.

**Кремленков Д.Ю.** – закончил Обнинский институт атомной энергетики в 1998 г. Область научных интересов: разработка методологических подходов оценки эколого-экономического риска работы атомных станций.

**Кремленков М.Ю.** – инженер ГНЦ РФ-Физико-энергетического института им. А.И. Лейпунского. Закончил Обнинский институт атомной энергетики в 1997 г. Область научных интересов: проблемы экологической безопасности атомных станций.

**Максимов М.В.** – д.т.н., руководитель лаборатории «Атомспецавтономика», профессор Одесского национального политехнического университета.

**Маркелов Н.И.** – начальник отдела контроля и управления ремонтом АЭС, департамент технического обслуживания и ремонта АЭС концерна «Росэнергоатом».

**Маслов О.В.** – к.т.н., ведущий специалист лаборатории «Атомспецавтоматика», доцент Одесского национального политехнического университета.

**Окунев В.С.** – к.т.н., доцент кафедры «Ядерные реакторы и установки» Московского государственного технического университета им. Н.Э. Баумана.

**Олейник С.Г.** – к.т.н., заместитель директора ЭНИЦ ВНИИАЭС.

**Петрунин В.В.** – к.т.н., главный конструктор, заместитель директора ГУП ОКБМ им. И.И. Африканова, Нижний Новгород

**Синцов А.Е.** – м.н.с. кафедры теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов Московского инженерно-физического института (государственного университета).

**Ташлыков О.Л.** – закончил Томский политехнический институт в 1978 г. Область научных интересов: оптимизация ремонтных работ на АЭС, снижение облучаемости ремонтного персонала.

**Швыряев Ю.В.** – начальник бюро комплексного проектирования № 5, ФГУП «Атомэнергопроект».

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

**Щекlein С.Е.** – д.т.н., профессор Уральского государственного технического университета – УПИ, заведующий кафедрой «Атомная энергетика», г. Екатеринбург.

## OUR AUTHORS

---

**Abakumov A.A (junior)** – Cand. Sci. (Engineering), Associate Professor of the computer systems, nets and technologies department of the Obninsk State Technical University of Nuclear Power Engineering. Graduated from the Airbuilding imstitute in Ufa in 1989.

**Abakumov A.A.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor, head of the electrical and electronic engineering department of the Obninsk State Technical University of Nuclear Power Engineering. Graduated from the Institute of a radioelectronics in Tomsk in 1969.

**Apse V.A.** – Cand. Sci. (Engineering), senior researcher of the theoretical and experimental reactor physics department of the Moscow Engineering Physics Institute (State University).

**Kasatov E.A.** – senior lecturer of the computer systems, nets and technologies department of the Obninsk State Technical University of Nuclear Power Engineering. Graduated from the Obninsk Institute of Power Engineering in 1996.

**Kornienko Yu.N.** – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the department of mathematics and software of the State Scientific Centre of Russian Federation – Institute of Physics and Power Engineering (SSC RF-IPPE). Graduated from the Moscow Power Institute in 1971. Scientific interests: nonequilibrium two-phase flow analysis including accident processes.

**Kremlenkov D.Yu.** – graduated from Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering in 1998. Scientific interests: development of methodological approaches of ecological and economic risks evaluation concerning nuclear power plant activity.

**Kremlenkov M.Yu.** – engineer of the State Scientific Centre of Russian Federation – Institute of Physics and Power Engineering. Graduated from the Obninsk Institute of Power Engineering

in 1997. Scientific interests: problems of ecological security of nuclear power plants.

**Markelov N.I.** – head of the departmens of maintenance of the "ROSENERGOATOM".

**Maslov O.V.** – Cand. Sci. (Engineering), leading expert of laboratory "Atomspetsavtomatika", senior lecturer of the National Polytechnical University of Odessa.

**Maximov M.V.** – Dr. Sci. (Engineering), head of laboratory "Atomspetsavtomatika", professor of the National Polytechnical University of Odessa.

**Okunev V.S.** – Cand. Sci. (Engineering), Associate Professor of the Bauman Moscow State Technical University (Department of Nuclear Reactors and Plants).

**Oleynik S.G.** – Cand. Sci. (Engineering), deputy director of EREC VNIAES.

**Petrulin V.V.** – Cand. Sci. (Engineering), chief designer, deputy director of the State Unitary Enterprise «OKB Mechanical Engineering» named after I.I. Afrikantov, Nizhny Novgorod

**Sheklein S.Ye.** – Dr. Sci.(Engineering), Professor of the Ural State Technical University – Ural Politechnical Institute, head of the "Nuclear Industry" department.

**Shmelev A.N.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the theoretical and experimental reactor physics department of the Moscow Engineering Physics Institute (State University).

**Shvyryaev Yu. V.** – Head of comprehensive design bureau 5, FGUP "Atomenergoproekt".

**Sintsov A.E.** – junior researcher of the theoretical and experimental reactor physics department of the Moscow Engineering Physics Institute (State University).

**Tashlykov O.L.** – graduated from the Tomsk Politechnical Institute in 1978. Scientific interests: maintenance NPP optimization, personnel irradiation decrease.