МИНИСТЕРСТВО

РОССИЙСКОЙ ОБРАЗОВАНИЯ

ФЕДЕРАЦИИ

НАУЧНО-

ЖУРНАЛ

с 1993 г. N 2



ЯДЕРНАЯ ТЕХНИЧЕСКИЙ Издается в Институте атомной энергетики ЭНЕРГЕТИКА обнинск • 2000 СОЛЕРЖАНИЕ

БЕЗОПАСНОСТЬ, А.Н. Анохин Классификация факторов, влияющих на деятельность оперативного персонала НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ А.В. Антонов, А.В. Пляскин К вопросу расчета надежности системы с ограниченным количеством запасных К.В. Дергачев, А.В. Лагерев Электронная библиографическая система по эрозионному изнашиванию И.Н. Козиев, О.Ю. Кочнов, Е.С. Старизный, Ю.В. Волков Комплекс информационной поддержки оператора ВВР-ц. Опыт создания первой П.Э. Переславцев, Д. Сахраи АКТУАЛЬНЫЕ Разработка оптимизационной модели ядерного центра40 ПРОБЛЕМЫ ЯЭ В.С. Каекин, Д.В. Мешалкин, В.К. Семенов экология Экспериментальное исследование плазмохимических реакторов на основе ЭНЕРГЕТИКИ фронтальных волн ионизации......47 Е.Ф. Авдеев, В.В. Большунова, А.В. Виноградов **ТЕПЛОФИЗИКА** Г.Н. Власичев Модель перемещения и затвердевания расплавленного топлива в каналах А.В. Петров, С.Г. Усынина, В.А. Чирков ТОПЛИВНЫЙЦИКЛ Сжигание плутония в системе реакторов ВВЭР и БН при его рециклировании......67 Н.М. Каджури **ФИЗИКАИ ТЕХНИКА** Аварии разгона быстрого реактора. Простейшие модели и закономерности......72 PEAKTOPOB А.Ю. Конобеев. М.Векки Расчет энерговыделения в мишени из свинца, облучаемой протонами высокой А.М. Кузьмин, В.С. Окунев, А.Н. Шмелев О физических характеристиках быстрых реакторов, охлаждаемых сплавом Na-Pb......84 А.М. Кузьмин, В.С. Окунев Исследование характеристик внутренней самозащищенности быстрого В.И. Матвеев, В.А. Елисеев, И.В. Малышева Выбор основных параметров и характеристики перспективного быстрого энергетического реактора с натриевым теплоносителем......101 В.С. Окунев Основы возможной концепции и оптимизация характеристик безопасности реакторов на быстрых нейтронах с различными видами топлива, охлаждаемых сплавом Na-K-Cs......111 Б.А. Шматко, А.Е. Русанов Термодинамика и кинетика взаимодействия примесей кислорода и никеля

	в эвтектическом сплаве свинец-висмут121
ПРИМЕНЕНИЕ	А.С. Алян, Р.А. Розиев
ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ	применение 3-1 для лечения диффузного токсического зооа
И СРЕДСТВ	

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP	 A.N. Anokhin Classification of the Factors Influencing the Activity of Operating Personnel of NPPs 3 A.V. Antonov, A.V. Plyaskin On a Qestion of Calculation of Reliability of athe System with Restricted Number of Spare Elements 12 K.V. Dergachev, A.V. Lagerev Electronic Bibliographic System on Erosion of Wear of Equipment of Nuclear and Thermal Power Installations 24 I.N. Koziev, O.Yu. Kochnov, E.S. Stariznyi, Yu.V. Volkov Information Support Complex of the VVR-c Operator. Experience of Creation of the First Version 30
CYRRENT PROBLEMS OI NUCLEAR POWER ENGINEERING	Development of Optimization Model of a Nuclear Centre
ENVIROMENTAL ASPEC OF POWER ENGINEERIN	TS Experimental Research of Plasm-chemical Reactors Based on Frontal G Ionization Waves
THERMALPHYSICS	Determination of Consumption Using Maximal Velocity and Pressure Overfall
FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT	Burning of Plutonium in System of VVER and BN Reactors with Its Recycling
REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY	 A.Yu. Konobeyev, M. Vecchi Calculation of Energy Release in Lead Target Irradiated with High Energy Protons with the Help of "CASCADE/INPE" Code System
	AD

УДК 621.039.568.007.4

КЛАССИФИКАЦИЯ ФАКТОРОВ, ВЛИЯЮЩИХ НА ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ ОПЕРАТИВНОГО ПЕРСОНАЛА АТОМНЫХ СТАНЦИЙ

<u>А.Н. Анохин</u>

P

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск

Статья посвящена систематизации анализа ошибок операторов AC и причин, их вызывающих. Предлагаемый подход к систематизации основан на детальной классификации факторов, оказывающих влияние на деятельность оперативного персонала AC. Данная классификация представляет собой пятиуровневую иерархию из 82 факторов, объединенных в 25 категорий. Для выявления наиболее значимых факторов был проведен экспертный опрос, в котором в качестве экспертов принимали участие 9 операторов AC. Они должны были ответить на вопрос о трех основных проблемах в их оперативной работе. В результате были выделены следующие наиболее значимые факторы: групповая деятельность, эмоциональная среда, сложность задач и организация информации на БЩУ.

введение

Еще в начале 80-х гг. научно-исследовательские институты разных стран, а также компании, эксплуатирующие атомные станции (AC), активизировали работы по сбору статистического материала и анализу ошибок оперативного персонала (ОП). Однако внимательный анализ и попытки осмысления этих данных наталкиваются на ряд проблем, таких как отсутствие однозначного определения понятия "ошибка оператора", разобщенность классификаций ошибок, разнородность методик их регистрации. Нередки случаи, когда статистические данные об ошибках содержат в одном ряду перечень ошибок и их причин. Примером служат данные специалистов института INPO, которые делят ошибки ОП на 1) ошибки в действиях (47%); 2) недостатки в обучении (11%); 3) неспособность следовать установленной инструкции (11%); 4) неспособность выполнять не предусмотренные инструкцией задачи [1]. За исключением п. 1 эти данные отражают причины и источники возникновения ошибок, а не сами ошибки.

Избежать таких противоречий можно, лишь опираясь на некоторые общие принципы систематизации данных об ошибках операторов АС. По мнению автора, основой такой систематизации должна стать модель совершения ошибки, включающая пять основных компонентов, а именно:

1) обстоятельства совершения ошибки (эксплуатационный режим и состояние АС, при которых была совершена ошибка);

2) источники ошибки (личные качества и функциональное состояние оператора в момент совершения ошибки);

© А.Н. Анохин, 2000

3) *причины*, вызвавшие или спровоцировавшие ошибку (факторы, влияющие на деятельность оператора);

4) содержание ошибки;

5) наблюдаемые и ненаблюдаемые последствия ошибки.

Целью настоящей статьи является исследование п.3, т.е. структурирование факторов, оказывающих влияние на деятельность ОП АС, и выявление тех факторов, которые потенциально образуют наиболее вероятные причины совершаемых операторами ошибок.

ОБЗОР ПРИЧИН СОВЕРШЕНИЯ ОШИБОК ОПЕРАТОРАМИ АС

Сегодня многие авторы уделяют особое вниманием причинам (в литературе встречается также термин "коренные причины") и условиям, в которых совершаются ошибки. Соответствующие данные опубликованы в 80–90-х гг. на конференциях и в отчетах МАГАТЭ и АЯЭ ОЭСР, в работах М. Розена, А. Суэйна, В. Абрамовой и др. В табл. 1 сведены данные из различных литературных источников, позволяющие получить общее представление об этих причинах и их относительной значимости.

Для удобства причины ошибок объединены в три группы: факторы личности, эргономические факторы и организационно-психологические факторы (относительные веса этих групп приведены в крайнем правом столбце). Каждый столбец таблицы содержит количественную или качественную информацию, взятую из одного литературного источника. Число отражает удельный вес данной причины относительно всех остальных причин, указанных данным источником (сумма столбца составляет 100%). Символ "+" означает, что данная причина лишь упомянута без указания количественной оценки. Пропуск означает, что данная причина не упомянута в цитируемом источнике.

Таблица 1

Причина		Отн	юсите	льный	вклад	(в про	цента	х), нал	ичие	
Личные качества	-	_	_	62	11	9	+	_	_	20
Подготовленность	37	+	+	16	6	10	+	_	_	
Мотивация	-	+	-	-	-	-	+	_	-	
Процедуры	9	+	+	6	34	19	_	45	_	40
Рабочее место и ЧМИ	-	+	+	-	20	18	+	—	-	
Рабочая среда	-	+	_	_	_	_	+	_	-	
Коммуникация	-	+	-	-	9	15	-	10	35	
Организация работы	_	_	+	-	6	10	+	45	_	40
Управление	46	_	_	-	14	12	—	-	-	
Сложность задач	—	_	+	13	_	_	—	-	-	
Изменение оборудования	-	-	_	-	3	5	-	—	-	
Социально-	-	-	_	-	_	-	+	—	-	
психологический климат										

Основные причины ошибочных действий персонала АС

Из табл.1 видно, что наиболее значимыми источниками ошибочных действий персонала АС являются некорректные процедуры, неадекватный человеко-машинный интерфейс (ЧМИ) и неэффективная тренировка. Эти выводы характерны как для зарубежных, так и для отечественных публикаций, что подтверждается далее в настоящей работе.

КЛАССИФИКАЦИЯ ФАКТОРОВ, ВЛИЯЮЩИХ НА ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ ОПЕРАТОРОВ АС

Итак, основой структурирования причин операторских ошибок может стать общая классификация факторов, влияющих на деятельность ОП АС. Несмотря на широкое распространение подобных классификаций в справочной эргономической литературе, в ядерной энергетике до сих пор отсутствует комплексная проработка этого вопроса с учетом специфики отрасли.

Предлагаемая в данной статье классификация развивает идею, изложенную в работе [2]. Суть этой идеи состоит в том, что роль и место различных факторов в деятельности оператора определяются на основе модели "вход-выход-состояние". Согласно этой модели оператор представляется как динамическая система, на вход которой воздействуют факторы, т.е. свойства объекта управления (ОУ), человекомашинного интерфейса (ЧМИ) и внешней по отношению к оператору среды, характеризующие условия деятельности человека-оператора в эргатической системе. Там же приводится примерная классификация факторов, влияющих на когнитивную деятельность, согласно которой выделяются 16 групп факторов.

Указанная работа получила дальнейшее развитие. В результате изучения специальной литературы, отчетов, станционной документации и реального операторского опыта предложенная классификация была уточнена. Уточненная классификация содержит пять уровней, на которых различаются:

1) источники, порождающие факторы (в качестве источников факторов попрежнему выступают ОУ, ЧМИ и среда, в которой функционирует оператор);

2) общие свойства ОУ, свойства и компоненты ЧМИ, а также разновидности среды;

3) категории факторов (всего выделено 25 категорий) (табл. 2);

4) факторы, влияющие на деятельность ОП АС (табл. 3);

5) составные элементы фактора – различные условия, признаки, показатели,

Таблица 2

Источник факторов	Свойство (разновид- ность) источника	Категория факторов (КФ)
Объект управления	Сложность ОУ	 Абстрактная сложность Реальная сложность Субъективная сложность
	Ограничения ОУ	 Временные ограничения Точностные ограничения Ограничения опасности
	Надежность ОУ	 Частота отказов Наложение отказов
Человеко- машинный интерфейс	Общая организация ЧМИ	 Качество информационной модели Организация информации Организация щита управления Разделение функций Автоматизация управления
	Средства отображения информации	 Дисплеи, сигнализация, мнемосхема, показывающие приборы и др.
	Органы управления	15. Ключи, кнопки, клавиши и др.

Категоризация факторов, влияющих на деятельность ОП АС

Среда	Организационная среда	 Административное управление Операциональное (алгоритмическое) обеспечение Профессиональное обеспечение Напряженность деятельности Организация работы
	Социально- психологическая среда	 Внешняя (по отношению к АС) среда Внутренняя среда
	Материальная среда	 23. Санитарно-гигиеническое обеспечение 24. Биомеханическое и антропометрическое обеспечение 25. Эстетическое обеспечение

свойства, характеризующие проявление и величину (значение) данного фактора (*прим.* – большинство составных элементов могут рассматриваться как самостоятельные факторы).

Факторы и их составные элементы объединены в компьютерную базу данных, где для каждого фактора (элемента) дается определение, краткая характеристика и ссылка на литературные источники, содержащие более подробное описание фактора и методики его измерения.

Таблица 3

Классификация факторов, влияющих на деятельность ОП АС

КΦ	Обозначение	Фактор	Составные элементы
1	ОУ-СА-1	Число элементов	_
	ОУ-СА-2	Число	
		взаимосвязей	_
_	ОУ-СА-3	Характер процессов	Режим эксплуатации, динамика, исполнительные действия, когнитивная активность
2	ОУ-СР-1	Характер задач	_
	ОУ-СР-2	Число задач	_
	ОУ-СР-3	Сложность задач	Число и сложность операций, условий, вариан- тов, интерференция задач, зоны сомнения
	ОУ-СР-4	Число параметров	_
	ОУ-СР-5	Число элементов	
		управления	_
3	ОУ-СС	_	_
4	ОУ-ОВ	_	_
5	ОУ-ОТ	_	_
6	0У-00	_	_
7	ОУ-НЧ	_	_
8	ОУ-НН	_	_
9	ЧМИ-ОМ-1	Недостаток информации	Неизмеряемые параметры, косвенные признаки, недоступная и потерянная информация
	ЧМИ-ОМ-2	Тип модели	_
	ЧМИ-ОМ-3	Избыток информации	Малозначимая и дублирующая информация
10	ЧМИ-ОИ-1	Распределение между операто- рами	_

КΦ	Обозначение	Фактор	Составные элементы
	ЧМИ-ОИ-2	Компоновка	
	ЧМИ-ОИ-3	Структура	— Структурно-системная, иерархическая, техноло- гическая, функциональная организация
	ЧМИ-ОИ-4	Интегрированность	
11	ЧМИ-ОЩ-1	Взаимная согласованность элементов	_
	ЧМИ-ОЩ-2	Структура	Структура зон (контуров), панелей, пультов, кон- солей
	ЧМИ-ОЩ-3	Поколение	_
12	ЧМИ-ОФ-1	Роль человека	В стационарных, переходных, аварийных, поста-
	ЧМИ-ОФ-2	Роль автоматики	варийных режимах, при отклонениях
13	ЧМИ-ОА-1	Регуляторы	
	ЧМИ-ОА-2	Защита, блокировки	Функции, диапазон работы, взаимодействие с человеком, адекватность поведения, взаимная
	ЧМИ-ОА-3	АСУ ТП, ИВС	согласованность, надежность
	ЧМИ-ОА-4	СПО	
14	ЧМИ-И-1	Значимость	Важность информации в контексте ситуации, полезность, содержательная нагрузка, частота и способ использования, отображение динамики, расчетов и прогноза
	ЧМИ-И-2	Форма	Модальность и параметры сигнала (яркость, цвет, громкость, контрастность, частота мелька- ния, угловой размер, разрешение), способ коди- рования, мерность и абстрактность кода, длина алфавита, качество маркировки и исполнения
	ЧМИ-И-З	Организация	Структурированность и компоновка, ориентация и пространственные соответствия, простота, наглядность, принцип «черной панели»
	ЧМИ-И-4	Объем	Общий, значимый, резервный, число форматов, дисплеев, мнемознаков, линий, пересечений
	ЧМИ-И-5	Доступность	Объем и качество клавиатуры, алгоритмы досту- па к форматам, эффект «замочной скважины»
	ЧМИ-И-6	Достоверность	Надежность ЭВМ, мониторов, приборов, индика- торов; резервирование, точность, погрешность, параллактическое смещение, надежность пока- заний при малых отклонениях параметра, лож- ные срабатывания и несрабатывания, возмож- ность обнаружения отказа
15	ЧМИ-У-1	Согласованность	Со стереотипами движений, со средствами ото- бражения информации
	ЧМИ-У-2	Защищенность	_
	ЧМИ-У-З	Компоновка	—
	ЧМИ-У-4	Форма, объем	_
16	C-OA-1	Цели и стратегии	Иерархия целей, приоритеты, долгосрочное планирование
	C-OA-2	Организацион- ная структура	_

КΦ	Обозначение	Фактор	Составные элементы
	C-OA-3	Управленческие механизмы	_
	C-OA-4	Руководство	_
	C-OA-5	Кадровая политика	Численность персонала, структура персонала, подбор персонала, преемственность, обеспече- ние деятельности, безопасность труда
	C-OA-6	Управление производством	_
	C-OA-7	Организационные знания	_
	C-OA-8	Взаимодействие	Документооборот, формализация, вертикальные и горизонтальные связи
17	C-00-1	Структура деятельности	Задачи, функции и роль оператора, пассивность, активность, типы поведения
	C-00-2	Алгоритмы деятельности	Состав и последовательность выполнения опе- раций, пространственно-временные связи
	C-00-3	Процедуры	Полнота описания, объем, непротиворечивость, адекватность, актуальность, удобство работы и доступа, структура изложения, оформление
18	С-ОП-1	Отбор	_
	С-ОП-2	Подготовка	Знания, умения, навыки, частота, продолжи- тельность, качество программ, качество трена- жеров, групповая тренировка
	С-ОП-3	Контроль	Проверки знаний, аттестация, лицензирование, предсменный и периодический психофизиологический контроль, медицинский осмотр
		Напряженность:	Статическая и динамическая физическая
19	С-ОД-1	физическая	нагрузка, гиподинамия
	С-ОД-2	операционная	Продолжительность непрерывной работы, темп работы, коэффициент загрузки
	С-ОД-З	информационная	Длительность наблюдения, параметры потока информации
	С-ОД-4	интеллектуальная	Сложность задачи, стереотипность задачи
	С-ОД-5	эмоциональная	Монотония, раздражители, стрессоры, риск
20	C-OP-1	Режим работы	Время суток, длительность смены, длительность отдыха, сверхурочные работы, месячная и недельная загрузка
	C-OP-2	Групповая деятельность	Состав и структура смены, распределение обязанностей и ответственности, взаимозаменяемость, взаимодействие, коммуникация, согласованность, совместимость
	C-OP-3	Документация	—
21	С-ПН-1	Удаленность	Моносистемность, городские власти, городская инфраструктура, альтернативная работа
	С-ПН-2	Законодательство	_
	С-ПН-3	Экология	_
	С-ПН-4	Экономика	Неплатежи, монополизм, внешние организации
	С-ПН-5	Культура	_
	С-ПН-6	Образование	_

КΦ	Обозначение	Фактор	Составные элементы
	С-ПН-7	Общественное мнение	Средства массовой информации, профсоюзы, экологические движения
22	С-ПВ-1	Культура безопасности	Безопасное мышление, осознание ответственнос- ти, соблюдение требований, консервативность, атмосфера открытости, выявление проблем
	С-ПВ-2	Психологический климат	_
_	С-ПВ-3	Мотивация	Быт, семья, карьера, удовлетворенность, систе- ма стимулирования, гордость за станцию
23	C-MC-1	Сфера: физическая	Электромагнитные излучения, микроклимат (температура, давление, относительная влаж- ность, скорость движения воздуха), механиче- ские свойства (общая и местная вибрация, уско- рения и удары, непрерывный и импульсный шум)
	C-MC-2	химическая	Газовый состав воздуха, вредные примеси, вредные компоненты в материалах
	C-MC-3	биологическая	Микроорганизмы, макроорганизмы (растения, больные люди)
	C-MC-4	Освещенность	Уровень, спектральный состав, пульсация, рав- номерность, блесткость
24	C-MA-1	Рабочее место	Форма и размеры рабочего кресла, фактура и расположение рабочих поверхностей, рабочая поза и положения
	C-MA-2	Рабочее пространство	Форма и объем помещения, входы, выходы, пе- ремещения, рабочие зоны, доступ и досягае- мость оборудования, обзор
	C-MA-3	Рабочая одежда	_
25	С-МЭ-1	Композиция	Рациональность форм, композиционная целост- ность и единство, цветовая композиция
	С-МЭ-2	Графическое оформление	Обозначения и маркировка, предупредительные знаки, надписи
	С-МЭ-3	Интерьер	_

МЕТОДИКА ВЫЯВЛЕНИЯ ЗНАЧИМЫХ ФАКТОРОВ

Для выявления факторов, потенциально образующих причины операторских ошибок, был использован метод экспертных оценок. В качестве экспертов (респондентов) выступали 9 операторов Калининской (КлнАЭС) и Игналинской (ИАЭС) АЭС, занимающие основные оперативные должности на АС: ведущий инженер по управлению реактором (ВИУР) – 4 респондента; ведущий инженер по управлению турбиной (ВИУТ) – 1 респондент; начальник смены блока (НСБ) – 2 респондента; начальник смены реакторного цеха (НСРЦ) – 1 респондент; оператор химводоочистки (ОХВО) – 1 респондент. Эксперты характеризуются следующими квалификационными показателями:

средний возраст, годы	34 (от 24 до 40),
общий стаж оперативной работы, годы	7,5 (от 1 до 14),
стаж работы в данной должности, годы	3 (от 0,5 до 7),
средняя самооценка уровня подготовленности, баллы	4 (от 3+ до 4+).

Самооценка выполнялась по пятибалльной шкале с промежуточными оценками (например, четыре с плюсом). В ходе анкетирования операторы должны были ответить на вопрос: "Назовите три основные проблемы, возникающие в операторской деятельности на Вашей должности".

Данный вопрос являлся составной частью анкеты, предназначенной для исследования стрессовых ситуаций в деятельности операторов БЩУ АС. Поскольку при описании личного опыта поведения в таких ситуациях эксперты упоминали свои ошибки, опрос имел анонимный характер. Опыт показывает, что далеко не всегда операторы склонны открыто говорить о своих промахах, по признанию одного из респондентов, нежелание делиться своими ошибками обусловлено тем, что «все равно "следы" ошибок влияют на карьеру».

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

Формулировки проблем, данные экспертами, были подвергнуты семантическому анализу, в результате которого каждой проблеме были поставлены в соответствие образующие ее факторы из табл. З. Некоторые проблемы не могли быть однозначно охарактеризованы одним фактором. В этом случае им ставились в соответствие несколько (от двух до трех) факторов. Причинами такой неоднозначности могут быть слишком широкая формулировка проблемы, недостатки разработанного классификатора или корреляция некоторых факторов. Перечень выявленных факторов приведен в табл. 4.

Факторы, лежащие в основе названных экспертами проблем

Таблица 4

			-	-		
Фактор	АЭС	Должность		Фактор	АЭС	Должность
ОУ-ОВ	КлнАЭС	НСБ	-	C-OP-2	КлнАЭС	ВИУР
ОУ-СА-3	ИАЭС	ВИУР		C-OP-2	КлнАЭС	ВИУР
ОУ-СА-3	КлнАЭС	НСБ		C-OP-2	КлнАЭС	ВИУТ
ОУ-СР-3	ИАЭС	ВИУР		C-OP-2	КлнАЭС	НСБ
ОУ-СР-3	КлнАЭС	ВИУР		C-OP-2	КлнАЭС	НСРЦ
ОУ-СР-3	КлнАЭС	НСБ		C-OP-3	КлнАЭС	НСРЦ
ОУ-СР-4	ИАЭС	ВИУР		С-ПВ-1	ИАЭС	ВИУР
C-MC-1	КлнАЭС	ВИУР		С-ПВ-1	ИАЭС	OXBO
C-OA-4	КлнАЭС	ВИУР		С-ПВ-3	ИАЭС	ВИУР
C-OA-8	КлнАЭС	ВИУР		ЧМИ-И-2	КлнАЭС	НСРЦ
C-OA-8	КлнАЭС	ВИУР		ЧМИ-И-З	КлнАЭС	ВИУР
С-ОД-5	ИАЭС	ВИУР		ЧМИ-И-З	КлнАЭС	НСБ
С-ОД-5	КлнАЭС	НСБ		ЧМИ-И-З	КлнАЭС	НСРЦ
С-ОД-5	КлнАЭС	НСБ		ЧМИ-ОА-1	КлнАЭС	ВИУР
C-00-3	КлнАЭС	НСРЦ		ЧМИ-ОИ-2	КлнАЭС	НСРЦ
C-00-3	ИАЭС	OXBO		ЧМИ-У-1	КлнАЭС	ВИУТ
С-ОП-2	ИАЭС	ВИУР		ЧМИ-У-З	КлнАЭС	НСРЦ
С-ОП-2	ИАЭС	OXBO				

Анализ приведенных данных позволяет сделать следующие выводы:

1) частоты упоминания факторов ОУ, ЧМИ и среды деятельности соотносятся как 1:1:3;

2) в качестве наиболее значимого свойства ОУ выступает сложность, наиболее значимый компонент ЧМИ – средства отображения информации (СОИ), наиболее значимая разновидность среды деятельности – организационная;

3) среди категорий факторов наибольшую значимость имеет организация работы, реальная сложность ОУ и организация СОИ;

4) среди отдельных факторов наибольшая частота упоминания наблюдается для следующих факторов:

• групповая деятельность (5 раз) – отмечаются проблемы оперативной свя-

зи, непостоянный состав смены, взаимоотношения на БЩУ (аналогичные

данные опубликованы в работе [3], в которой говорится, что на вопрос "Если бы что-либо могло стать безупречным в Вашей работе на БЩУ, что бы Вам хотелось?" большинство операторов отвечали: содействие друг другу, совместное решение возникающих проблем, работа в команде, взаимодействие друг с другом);

• эмоциональная среда (3 раза) – отмечаются проблемы стресса, эмоционального возбуждения и высокой ответственности;

 сложность задач (3 раза) – отмечаются проблемы выявления первопричины неисправности в условиях наложения событий, значительный объем запоминаемых технических условий;

• организация информации (3 раза) – отмечается бессистемная компоновка средств отображения информации и органов управления, неудовлетворительная организация сигнализации.

Необходимо отметить, что лидирующие в табл. 1 неадекватные процедуры и недостаточная тренировка также отмечаются экспертами, однако частота их упоминания не столь высока.

выводы

В настоящей работе предложены состав модели совершения ошибки операторами AC, пятиуровневая классификация факторов, влияющих на деятельность OП AC, результаты экспертного опроса 9 операторов AC о наиболее значимых проблемах (факторах) в их деятельности. В качестве наиболее значимых факторов названы групповая деятельность, эмоциональная среда, сложность задач и организация информации на БЩУ. Полученные результаты в целом согласуются с опубликованными в литературе данными, хотя являются предварительными и отражают лишь характер распределения относительной значимости факторов и их влияния на деятельность ОП AC. Для получения более надежных и достоверных результатов, характеризующих проблемы каждой операторской должности, данные исследования будут продолжены.

БЛАГОДАРНОСТИ

Автор выражает искреннюю признательность А.А. Бугаеву и Л.В. Пучкову за оказанную помощь в анкетировании ОП Калининской АЭС.

Литература

1. *Бабиков В.М., Панасенко И.М*. Роль человеческого фактора в обеспечении безопасности АЭС // Атомная техника за рубежом. – 1989. – №12. – С. 3–9.

2. *Анохин А.Н*. Постановка задачи об эргономическом обеспечении деятельности оператора атомной станции//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1996. – №6. – С. 27–32.

3. *Harrington D.K., Sagan G.T.* The role of culture and teamwork in plant performance: a new approach to human factors // Transactions of ANS. – 1989. – V. 59. – P. 116.

Поступила в редакцию 28.03.2000.

УДК 621.039.58

К ВОПРОСУ РАСЧЕТА НАДЕЖНОСТИ СИСТЕМЫ С ОГРАНИЧЕННЫМ КОЛИЧЕСТВОМ ЗАПАСНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

А. В. Антонов, А. В. Пляскин

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск

Статья посвящена расчету надежности систем с запасными элементами. Приведен обзор литературы по рассматриваемой проблеме. Разработан метод определения вероятности отказа системы со стратегией функционирования, описываемой нестационарным марковским процессом. Получено аналитическое выражение вероятности отказа для стационарного марковского процесса в случае одного запасного элемента. Предложен упрощенный метод решения задачи расчета надежности для рассматриваемой системы. Приведены результаты расчета ВБР для элементов СУЗ Билибинской АЭС.

введение

P

В процессе эксплуатации оборудования атомных электростанций необходимо обеспечить высокий уровень безопасности и надежности. Этому способствуют проведение плановых профилактических мероприятий, контроль исправности функционирования объектов, обеспечение достаточным составом запасных изделий и приборов (ЗИП) для оперативной замены вышедшего из строя оборудования.

В нынешних условиях, когда российская экономика переживает кризис, предприятия атомной отрасли не имеют средств для пополнения состава ЗИП. В свою очередь, нехватка ЗИП может привести к простою оборудования и, следовательно, вызвать еще большие экономические потери. Таким образом, практика эксплуатации вновь остро ставит вопрос об обосновании требуемого количества запасных изделий, необходимых для обеспечения бесперебойного функционирования промышленных объектов.

Вопросы определения оптимального состава ЗИП, а также расчета надежности систем с учетом запасных элементов рассматривались в работах как отечественных, так и зарубежных авторов [1-7].

Так, задача определения количества запасных элементов, необходимых для бесперебойной работы системы в течение заданного периода времени с вероятностью не ниже требуемой при пуассоновском процессе распределения отказов и при условии мгновенной замены отказавшего элемента, рассмотрена в [1, с. 79]. Там же [1, с. 231-233] рассмотрена модель анализа надежности системы с п запасными элементами и с ремонтным органом. Предполагается, что восстановление отказавшего элемента происходит мгновенно.

В работе [2, с. 173 - 176] рассматривается метод расчета надежности системы,

© А.В.Антонов, А.В.Пляскин, 2000

имеющей запасные элементы, с известными интенсивностями отказов и восстановлений элементов. В основе модели расчетов используется марковский процесс типа «размножения и гибели». При построении модели учитывается, что система может оказаться в поглощающем состоянии. Там же [2, с. 336 - 346] решается задача оптимизации состава ЗИП в условиях, когда замена осуществляется блоками, блоки, в свою очередь, подлежат ремонту.

В работе И.А. Ушакова [3, с. 105-113] описана модель оптимального обеспечения блоками и элементами систем с иерархической структурой.

В [4, с. 162 - 171] описаны модели определения объема запасных элементов для обеспечения эксплуатации по заданному ресурсу, оптимизации количества запасных элементов с учетом стоимостных показателей, оценки количества запасных элементов при эксплуатации по состоянию.

В работе [5] рассмотрены вопросы вычисления показателей достаточности ЗИП и оптимизации его комплекта; рассмотрены разнообразные структуры системы ЗИП и стратегии пополнения запасов. Вводятся показатели достаточности, которые позволяют учитывать поправку, вносимую ограниченностью ЗИП в показатель надежности изделия. Для вычисления показателя достаточности использована стандартная схема «гибели и размножения». Получены стационарные значения вероятности соответствующих состояний.

В статье [6] осуществлена стандартизация методов расчета надежности. Отмечено, что существует всего один международный стандарт, описывающий методику проведения марковского анализа, который охватывает только наиболее простые виды резерва. Получены простые соотношения для показателей безотказности изделий с резервом различного вида.

Вопросам расчета оптимального комплекта запасных частей посвящена статья [7]. В ней основное внимание уделено устройствам типа сменных блоков современной ЭВМ, содержащих большое число элементов. На основании фундаментальных теорем теории вероятностей сформулированы условия, выполнение которых позволяет избежать систематических ошибок при расчетах ЗИП, возникающих изза неадекватности экспоненциальной и реальной функций распределения наработок сменных блоков до отказа при наличии информации только о средних значениях интенсивностей отказов.

Таким образом, анализ литературы по методам расчета надежности объектов с учетом запасных элементов позволяет сделать вывод о том, что в имеющихся монографиях и статьях широко представлены различные, как правило, асимптотические модели. В большинстве рассматриваемых моделей делается предположение о мгновенной замене отказавшего элемента. Указанные допущения и предположения приводят к упрощению расчетных формул, но ведут к потере точности расчетов.

Объекты ядерной энергетики имеют особенность, отличающую их от других технических объектов и состоящую в том, что к их характеристикам надежности предъявляются высокие требования. Так, коэффициент неготовности (или вероятность невыполнения задачи) для каналов системы аварийной защиты должен быть не более чем 10⁻⁷. Высокие требования предъявляются также к точности расчетов.

Объекты систем ядерных энергетических установок относятся к классу высоконадежных объектов. Их отказы - события редкие. Наработки элементов до отказа сравнимы по порядку величины с общим временем эксплуатации системы. Поэтому возникает задача разработки неасимптотических моделей. Высокие требования к точности результатов расчетов приводят к тому, что нельзя пренебречь временем восстановления.

постановка задачи

Требуется провести расчет характеристик надежности комплекта рабочий элемент - запасные элементы.

Стратегия функционирования элемента следующая. В начальный момент времени элемент находится в исправном состоянии. С интенсивностью $\lambda(t)$ элемент отказывает. В случае отказа элемент заменяется на резервный. Интенсивность замены элемента $\mu(t)$. Неисправный элемент отправляется в ремонт. После ремонта элемент считается восстановившим работоспособность и переходит в резерв. Интенсивность ремонта $\nu(t)$. Если исправных элементов в резерве не осталось, наступает отказ. Описанная стратегия функционирования может быть представлена с помощью графа, приведенного на рис.1.

Состояние объекта на графе будем обозначать двумя символами (k,i), где первый символ означает количество запасных элементов, k=0..n, второй символ состояние основного элемента, находящегося под нагрузкой, i=1 - элемент работоспособен, i=0 - элемент неработоспособен.

Рассмотрим функционирование объекта с запасными элементами более подробно. В начале работы элемент находится с вероятностью 1 в состоянии (n,1) - в наличии имеется п запасных элементов, объект работоспособен. В случайный момент времени с интенсивностью отказа $\lambda(t)$ элемент переходит в состояние (n,0) - п запасных элементов, объект в состоянии отказа, начинается замена элемента. С интенсивностью восстановления $\mu(t)$ объект переходит в состояние (n-1,1) - п-1 запасной элемент, объект работоспособен. Из этого состояние (n-1,1) - п-1 запасной элемент, объект работоспособен. Из этого состояния возможны переходы в состояние (n,1) с интенсивностью восстановления $\nu(t)$ (ремонт окончен, в резерве опять п элементов) или в состояние (n-1,0) с интенсивностью $\lambda(t)$ (ремонт не закончен до наступления следующего отказа) и т.д. Состояние (0,0) является поглощающим и обозначает отказ объекта и отсутствие запасных элементов.

Рассмотренная стратегия функционирования может быть описана нестационарным марковским процессом [13] и представлена в виде

$$\begin{split} dP_{n,1}(t)/dt &= -\lambda(t)P_{n,1}(t) + \nu(t)P_{n-1,1}(t), \\ dP_{n,0}(t)/dt &= -\mu(t)P_{n,0}(t) + \lambda(t)P_{n,1}(t), \\ &------ \\ dP_{i,1}(t)/dt &= \mu(t)P_{i+1,0}(t) + \nu(t)P_{i-1,1}(t) - (\lambda(t) + \nu(t))P_{i,1}(t), \\ dP_{i,0}(t)/dt &= \lambda(t)P_{i,1}(t) - \mu(t)P_{i,0}(t), \\ &------ \\ dP_{0,1}(t)/dt &= \mu(t)P_{1,0}(t) - (\lambda(t) + \nu(t))P_{0,1}(t), \\ dP_{0,0}(t)/dt &= \lambda(t)P_{0,1}(t), \end{split}$$
(1)

где Р_{іі} - вероятность перехода из состояния і в состояние ј.

Нестационарные интенсивности переходов λ(t), μ(t), ν(t) можно определить через плотность распределения соответствующей случайной величины. Например, интенсивность перехода из работоспособного состояния в состояние отказа λ(t) в терминах теории надежности представляет собой параметр потока отказов и

определяется через плотность распределения наработки $f_{\xi}(t)$ следующим образом:



Рис. 1. Граф переходов. Один рабочий элемент, n запасных элементов

$$\lambda(t) = f_{\xi}(t) + \int_{0}^{t} \lambda(t-u) f_{\xi}(u) du$$

Методы решения данного интегрального уравнения Вольтерра 2-го рода известны. Так, для ряда законов распределения случайной величины можно использовать методику преобразований Лапласа; в результате получим

$$\lambda(p) = f(p) + \lambda(p)f(p),$$

$$\lambda(p) = \frac{f(p)}{1 - f(p)}.$$
(2)

Известно [1], что для экспоненциального закона

$$\lambda(p) = \frac{\lambda}{p}$$
,
 $\lambda(t) = \lambda$.

Для других распределений получить оригинал по изображению в явном виде затруднительно, но, т.к. f(p)≤1, то уравнение (2) можно разложить в сходящийся ряд

$$\lambda(p) = \sum_{k=1}^{\infty} f^k(p)$$

и затем перейти от суммы изображений к сумме оригиналов. Например, для гамма-распределения получаем следующий результат:

$$\lambda(p) = \sum_{k=1}^{\infty} \frac{\beta^{k\alpha}}{(p+\beta)^{k\alpha}},$$

$$\lambda(t) = \sum_{k=1}^{\infty} f_{\Gamma(k\alpha,\beta)} = \sum_{k=1}^{\infty} \frac{\beta^{k\alpha} t^{k\alpha-1}}{\Gamma(k\alpha)} e^{-\beta t} = \frac{e^{-\beta t}}{t} \sum_{k=1}^{\infty} \frac{(\beta t)^{k\alpha}}{\Gamma(k\alpha)}.$$

Аналогичные действия проводятся для интенсивностей $\mu(t)$ и $\nu(t)$.

Система дифференциальных уравнений (1) не имеет аналитического решения. Однако разработаны численные методы решения систем такого типа. В нашем случае для решения системы уравнений (1) использовались модули программного комплекса MATHCAD.

В большинстве случаев систему (1) можно упростить, если считать параметры модели $\lambda(t)$, $\mu(t)$, $\nu(t)$ постоянными величинами. Для электронных блоков и элементов после завершения периода приработки параметр потока отказов можно считать константой $\lambda(t) = \lambda$. Аналогичные допущения можно сделать и для величин $\mu(t)=\mu$, $\nu(t)=\nu$. Тогда система (1) может быть записана в виде

$$\begin{split} dP_{n,1}(t)/dt &= -\lambda P_{n,1}(t) + \nu P_{n-1,1}(t), \\ dP_{n,0}(t)/dt &= -\mu P_{n,0}(t) + \lambda P_{n,1}(t), \\ &------ \\ dP_{i,1}(t)/dt &= \mu P_{i+1,0}(t) + \nu P_{i-1,1}(t) - (\lambda + \nu) P_{i,1}(t), \\ dP_{i,0}(t)/dt &= \lambda P_{i,1}(t) - \mu P_{i,0}(t), \\ &------ \\ dP_{0,1}(t)/dt &= \mu P_{1,0}(t) - (\lambda + \nu) P_{0,1}(t), \\ dP_{0,0}(t)/dt &= \lambda P_{0,1}(t), \end{split}$$
(3)

i=1..n-1.

В общем случае при больших п решение системы вызывает значительные трудности. В частных случаях, задаваясь конкретным значением п - числа запасных элементов, решение системы можно получить аналитически. Покажем возможность аналитического решения для случая одного запасного элемента. Запишем систему дифференциальных уравнений

$$\begin{split} dP_{1,1}(t)/dt &= -\lambda P_{1,1}(t) + \nu P_{0,1}(t), \\ dP_{1,0}(t)/dt &= -\mu P_{1,0}(t) + \lambda P_{1,1}(t), \\ dP_{0,1}(t)/dt &= \mu P_{1,0}(t) - (\lambda + \nu) P_{0,1}(t), \\ dP_{0,0}(t)/dt &= \lambda P_{0,1}(t). \end{split}$$

Преобразуем эту систему с помощью преобразований Лапласа

$$\begin{split} (p+\lambda)R(p)_{1,1} &-\nu R(p)_{0,1} = 1, \\ (p+\mu)R(p)_{1,0} &-\lambda R(p)_{1,1} = 0, \\ (p+\lambda+\nu)R(p)_{0,1} &-\mu R(p)_{1,0} = 0, \\ pR(p)_{0,0} &-\lambda R(p)_{0,1} = 0, \end{split}$$

где $R_{i,j}(p)$ – изображение функции $P_{ij}(t)$. Решая данную систему относительно $R_{i,j}(p)$, получим

$$R(p)_{1,1} = \frac{(p+\mu)(p+\lambda+\nu)}{p^3 + (2\lambda+\nu+\mu)p^2 + (\nu\mu+\lambda^2+\lambda\nu+2\lambda\mu)p + \lambda^2\mu},$$

$$R(p)_{1,0} = \frac{p+\lambda+\nu}{p^3 + (2\lambda+\nu+\mu)p^2 + (\nu\mu+\lambda^2+\lambda\nu+2\lambda\mu)p + \lambda^2\mu},$$

$$R(p)_{0,1} = \frac{\lambda\mu}{p^3 + (2\lambda+\nu+\mu)p^2 + (\nu\mu+\lambda^2+\lambda\nu+2\lambda\mu)p + \lambda^2\mu},$$

$$R(p)_{0,0} = \frac{\lambda^2\mu}{p(p^3 + (2\lambda+\nu+\mu)p^2 + (\nu\mu+\lambda^2+\lambda\nu+2\lambda\mu)p + \lambda^2\mu)}$$

Выразим знаменатель данных соотношений в виде произведения

 $p^3 + (2\lambda + \nu + \mu)p^2 + (\nu\mu + \lambda^2 + \lambda\nu + 2\lambda\mu)p + \lambda^2\mu = (p-a)(p-b)(p-c),$ где а, b и с являются корнями уравнения

$$p^{3} + (2\lambda + \nu + \mu)p^{2} + (\nu\mu + \lambda^{2} + \lambda\nu + 2\lambda\mu)p + \lambda^{2}\mu = 0.$$

Аналитическое выражение корней уравнения через λ, μ и ν не приводится в силу его громоздкости.

После обратного преобразования Лапласа получим следующие значения:

$$P_{1,1} = \exp(at) \left(\frac{\mu(\lambda+\nu) + a\mu + a(\lambda+\nu) + a^{2}}{bc - ac - ab + a^{2}} \right) - \exp(bt) \left(\frac{\mu(\lambda+\nu) + (\lambda+\nu)b + \mu b + b^{2}}{-b^{2} + ab + bc - ac} \right) + \\ + \exp(ct) \left(\frac{c^{2} + (\lambda+\nu)c + \mu c + \mu(\lambda+\nu)}{-bc + ab + c^{2} - ac} \right) \right)$$

$$P_{1,0} = \exp(at) \left(\lambda \frac{-(\lambda+\nu) - a}{-bc + ab + ac - a^{2}} \right) + \exp(bt) \left(\lambda \frac{(\lambda+\nu) + b}{-bc - ab + ac + b^{2}} \right) + \\ + \exp(ct) \left(\lambda \frac{(\lambda+\nu) + c}{-ac - bc + ab + c^{2}} \right) \right)$$

$$P_{0,1} = -\lambda \mu \frac{\exp(at)}{(-bc + ab + ac - a^{2})} + \lambda \mu \frac{\exp(bt)}{(-bc - ab + ac + b^{2})} + \lambda \mu \frac{\exp(ct)}{(-ac - bc + ab + c^{2})},$$

 $P_{0,0} = -\lambda^2 \mu \frac{\exp(at)}{a(-bc+ab+ac-a^2)} + \lambda^2 \mu \frac{\exp(bt)}{b(-bc-ab+ac+b^2)} + \lambda^2 \mu \frac{\exp(ct)}{c(-ac-bc+ab+c^2)} + \frac{\lambda^2 \mu}{abc}.$

Методика численного решения системы дифференциальных уравнений (3) при конкретных значениях количества запасных элементов реализована на ЭВМ в среде «MATHCAD».

Для системы дифференциальных уравнений типа (3) стационарного режима не существует, так как при времени работы, стремящемся к бесконечности, вероятность попасть в поглощающее состояние стремится к единице.

Однако систему (3) можно упростить, если записать условно-стационарное состояние. Для этого положим равными нулю все производные, стоящие в левых частях всех уравнений кроме последнего. В результате такого допущения мы сознательно увеличиваем ошибку итогового результата, но такой подход, с одной стороны, позволяет существенно упростить решение, с другой стороны, сохраняет зависимость вероятностей от времени.

В итоге получим систему

i=1..n-1.

Произведем элементарные преобразования:



Из последних соотношений видно, что каждая из вероятностей системы может быть выражена через вероятность P_{0,1}(t).

Например,

$$P_{1,1}(t) = \frac{\mu}{\lambda} P_{1,0}(t) = \frac{\lambda + \nu}{\lambda} P_{0,1}(t),$$

$$P_{2,0}(t) = \frac{\lambda + \nu}{\mu} P_{1,1}(t) - \frac{\nu}{\mu} P_{0,1}(t) = \frac{(\lambda + \nu)^2}{\lambda \mu} P_{0,1}(t) - \frac{\nu}{\mu} P_{0,1}(t),$$

$$P_{2,1}(t) = \frac{\mu}{\lambda} P_{2,0}(t) = \frac{(\lambda + \nu)^2}{\lambda^2} P_{0,1}(t) - \frac{\nu}{\lambda} P_{0,1}(t)$$

и т.д.

Воспользовавшись условием нормировки можно записать

$$P_{0,0}(t) + P_{0,1}(t) + P_{1,1}(t) + P_{1,0}(t) + \dots + P_{n,1}(t) = 1.$$
(4)

 $r_{0,0}(L) + r_{0,1}(L) + r_{1,1}(L) + r_{1,0}(L) + \dots + r_{n,1}(L) = 1.$ Гу Поскольку все слагаемые, кроме $P_{0,0}$ выражаются через вероятность $P_{0,1}$, то выражение (3) можно переписать в виде

$$P_{0,0}(t) + dP_{0,1}(t) = 1$$
 или $P_{0,0}(t) = 1 - dP_{0,1}(t)$,

где d - некоторая константа, отражающая взаимосвязь вероятности P_{0,1} с другими величинами.

Подставляя выражение для Р_{0,0} в последнее уравнение системы (3), получим:

$$d\frac{dP_{0,1}(t)}{dt} = -\lambda P_{0,1}(t),$$

откуда

$$P_{0,1}(t) = \exp\left(-\frac{\lambda}{d}t\right)$$

Следовательно,

$$P_{0,0}(t) = 1 - d \cdot exp\left(-\frac{\lambda}{d}t\right)$$

Константа d довольно просто вычисляется, если известно количество запасных элементов. Так для одного запасного элемента

$$d = \frac{\lambda \mu + \lambda^2 + \lambda \nu + \mu \nu}{\lambda \mu},$$

для двух запасных элементов

$$d = \frac{(\nu + \lambda)^2}{\lambda^2} - \frac{\nu}{\lambda} + \frac{(\lambda + \nu)^2}{\mu\lambda} - \frac{\nu}{\mu} + \frac{\lambda + \nu}{\lambda} + \frac{\lambda + \nu}{\mu} + 1,$$

для трех запасных элементов

$$d = 1 + \frac{\lambda + \nu}{\mu} + \frac{\lambda + \nu}{\lambda} + \frac{(\lambda + \nu)^2}{\mu\lambda} - \frac{\nu}{\mu} + \frac{(\lambda + \nu)^2}{\lambda^2} - \frac{\nu}{\lambda} + \frac{(\lambda + \nu)^3}{\lambda^2\mu} - \frac{(\lambda + \nu)\nu}{\lambda\mu} - \frac{(\lambda + \nu)\nu}{\mu^2} + \frac{(\lambda + \nu)^3}{\lambda^3} - \frac{(\lambda + \nu)\nu}{\lambda^2} - \frac{(\lambda + \nu)\nu}{\mu\lambda}.$$

Таким образом, получено простое решение задачи расчета надежности объекта с ограниченным количеством запасных элементов в случае возобновляемого ЗИПа с заданными распределениями наработки до отказа, времени восстановления и ремонта.

С целью проверки правильности аналитического решения данная задача реализована методом статистических испытаний. Количество реализаций задавалось равным 1000000, при этом точность имитационного моделирования составляет 1*10⁻³. Расчеты проводились для разных значений интенсивности отказа элемента и при разном числе запасных элементов. Результаты расчетов, проведенных с использованием аналитической модели и методом статистических испытаний, представлены в табл. 1. Проведенные расчеты показали хорошее совпадение результатов.

На рис. 2-7 приведены графики зависимостей вероятности отказа P_{0,0} от значений интенсивностей отказа, ремонта и восстановления. Значения времени работы изменяются от 0 до 80000 ч.

Таблица 1

			Значение вероятности отказа	
N п/п	Значение λ, 1/ч	Количество запасных элементов	Аналитический расчет	Метод статистических испытаний
1	2	3	4	5
1	0.001	1	0.543	0.54
2		2	0.008	0.008
3		3	7.829·10 ⁻⁵	8·10 ⁻⁵
4	0.0015	1	0.825	0.82
5		2	0.026	0.025
6		3	3.921·10 ⁻⁴	3.7·10 ⁻⁴
7	0.002	1	0.954	0.95
8		2	0.059	0.058
9		3	0.001	0.001



Рис. 2. График зависимости вероятности отказа системы от интенсивности отказа (один запасной элемент)



Рис. 3. График зависимости вероятности отказа системы от интенсивности замены (один запасной элемент)

Из графиков видно, что основной вклад в увеличение вероятности $P_{0,0}$ вносит рост интенсивности отказов. Увеличение интенсивностей восстановления и ремонта, напротив, ведет к уменьшению вероятности отказа системы на заданном промежутке времени.

Проведем сравнение рассмотренного метода с широко известной схемой учета запасных элементов – схемой размножения и гибели. Важной особенностью, отличающей разработанный метод от схемы размножения и гибели, является учет моментов нахождения элементов в состоянии отказа в период их восстановления. Модель размножения и гибели предполагает мгновенное восстановление рабо-



Рис. 4. График зависимости вероятности отказа системы от интенсивности восстановления (один запасной элемент)



Рис. 5. График зависимости вероятности отказа системы от интенсивности отказа (два запасных элемента)

тоспособности элементов. С целью сравнения двух моделей в табл. 2 представлены результаты расчета вероятности отказа комплекта из-за нехватки запасных элементов.

Описанная методика была использована при расчете вероятности отказа элементов СУЗ Билибинской АЭС. В качестве примера приведем результаты, полученные как с учетом ЗИП, так и без учета использования запасных элементов. Для усилителя защиты по скорости точечная оценка вероятности отказа без учета ЗИП составила 1.2778Е-01, с учетом ЗИП - 2.634Е-04. Для усилителя автоматического регулирования точечная оценка вероятности отказа без учета ЗИП равна 6.53Е-02,



Рис. 6. График зависимости вероятности отказа системы от интенсивности замены: два запасных элемента



с учетом ЗИП - 1.060Е-04. При этом время замены неисправного элемента принималось равным 1 ч, а время ремонта - 10 ч. Эти данные соответствуют реальным эксплуатационным значениям. Учет использования резервных элементов позволяет получить результаты, более точно отражающие работу объектов в реальных условиях.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Данная схема функционирования элемента максимально приближена к стратегии, имеющей место в практике функционирования систем, важных для безопасности атомных станций (АС).

Для рассмотренной стратегии проведены тестовые расчеты. Сравнение результатов расчетов, полученных с помощью аналитических моделей и метода статис-

№ п/п	Интенсивность отказа, λ	Количество запасных элементов	Р _{0,0} (схема гибели и размножения)	Р _{0,0} (рассмотренный метод)
1	0.001	1	5.435·10 ⁻¹	5.432·10 ⁻¹
2	0.0015	1	8.258·10 ⁻¹	8.253·10 ⁻¹
3	0.002	1	9.539·10 ⁻¹	9.536·10 ⁻¹
4	0.001	2	7.808·10 ⁻³	7.800·10 ⁻³
5	0.0015	2	2.585·10 ⁻²	2.581·10 ⁻²
6	0.002	2	5.960·10 ⁻²	5.948·10 ⁻²
7	0.001	3	7.837·10 ⁻⁵	7.829·10 ⁻⁵
8	0.0015	3	3.927·10 ⁻⁴	3.921·10 ⁻⁴
9	0.002	3	1.228·10 ⁻³	1.225·10 ⁻³

Таблица 2

тических испытаний, показало хорошее совпадение. Точность имитационного моделирования зависит от объема статистических испытаний.

Сравнение предложенной модели с широко известной моделью «размножения и гибели» показало, что предложенная стратегия является обобщением модели «размножения и гибели», она более объективно отражает процесс функционирования объектов, т.к. учитывает пребывание системы в неработоспособном состоянии во время замены отказавшего элемента. Это обстоятельство является очень важным, когда речь идет об объектах повышенного риска.

Литература

1. *Барлоу Р. Прошан Ф*. Статистическая теория надежности и испытания на безотказность. Пер. с англ.-М.: Наука, 1984.

2. Справочник по общим моделям анализа и синтеза надежности систем энергетики. /Под ред. Ю.Н. Руденко. - М.: Энергоатомиздат, 1994.

3. *Ушаков И.А.* Вероятностные модели надежности информационно-вычислительных систем. - М: Радио и связь, 1991.

4. Надежность и эффективность в технике: Справочник. Т.8. Эксплуатация и ремонт /Подред. В.И. Кузнецова и Е.Ю. Барзиловича. - М.: Машиностроение, 1990.

5. *Головин И. Н., Чуварыгин Б. В., Шура-Бура А. Э.* Расчет и оптимизация комплектов запасных элементов радиоэлектронных систем. – М.: Радио и связь, 1984.

6. *Демидович Н. О.* Стандартизация расчетов надежности: расчет безотказности изделий с резервом//Надежность и контроль качества. – 1995. - №11.

7. *Тхыонг Н. К.* Метод расчета оптимального комплекта запасных частей//Надежность и контроль качества. – 1999. - №2.

8. *Вентцель Е. С., Овчаров Л. А*. Теория случайных процессов и ее инженерные приложения. – М.: Наука, 1991.

Поступила в редакцию 24.01.2000.

УДК 681.3:002.513.5:621.039

ЭЛЕКТРОННАЯ БИБЛИОГРАФИЧЕСКАЯ СИСТЕМА ПО ЭРОЗИОННОМУ ИЗНАШИВАНИЮ ОБОРУДОВАНИЯ АТОМНЫХ И ТЕПЛОВЫХ ЭНЕРГОУСТАНОВОК

К.В. Дергачев, А.В. Лагерев

Брянский государственный технический университет, г. Брянск



Рассматриваются принципы построения, структура и функциональная схема работы библиографической системы по эрозионному изнашиванию энергооборудования атомных и тепловых энергоустановок.

Перспективным направлением повышения эффективности научно-исследовательских работ является их автоматизация на основе внедрения библиографических информационных систем, содержащих сведения об имеющихся публикациях в конкретных областях науки и техники. Такие системы призваны помочь исследователю оперативно ориентироваться в большом объеме ранее накопленной информации, получить сведения об известных разработках по интересующей проблеме, выбрать перспективные направления дальнейших исследований.

Для энергооборудования атомных и тепловых электростанций, а также ядерных энергетических установок актуальной является проблема изучения процессов его эрозионного изнашивания при эксплуатации и разработки мероприятий по повышению эрозионной надежности. Данная научная и прикладная проблема носит комплексный характер и находится на стыке нескольких научных дисциплин – механики жидкости и газа, механики твердого деформированного тела, материаловедения, вычислительной математики. Начиная с 30-х гг. в России и за рубежом появилось много научно-технических публикаций по теоретическому и экспериментальному изучению различных аспектов этого явления. В последние годы наблюдается рост числа публикаций, что можно отчасти объяснить неудовлетворительностью полученных ранее результатов для решения задач современного этапа проектирования и эксплуатации эродирующего энергооборудования. Поэтому с целью компактного хранения библиографической информации и удобства проведения информационного поиска при решении конкретных задач была создана электронная библиографическая система (ЭБС) по эрозионному изнашиванию энергооборудования.

ЭБС спроектирована с помощью инструментальной системы Borland Delphi и языка Object Pascal. Это позволило создать графический интуитивно понятный пользовательский интерфейс, ориентированный на использование меню. Использование Delphi и объем баз библиографических данных определяют основные требования к компьютеру. Он должен иметь процессор, совместимый с Intel 486DX,

[©] К.В. Дергачев, А.В. Лагерев, 2000

8 Мб оперативной памяти, свободное дисковое пространство 30 Мб, видеоадаптер и монитор SVGA (800х600), операционную среду Windows 3.1 или Windows 95/NT. Рекомендуется использовать принтер с разрешающей способностью не ниже 100 dpi.

Система содержит библиографические выходные данные, установленные ГОСТ 7.1-84, для девяти характерных видов публикаций (табл.1): монографий, диссертаций, патентных документов, статей из журналов, статей из книг, статей из сборников трудов, депонированных рукописей, тезисов докладов и прочих публикаций, а также данные, определяющие смысловое содержание публикации – список ключевых слов. К настоящему времени в информационных базах системы хранятся сведения о более чем 3000 публикаций, для характеристики которых использовано более 60 000 ключевых слов.

При первичном отборе информации для ЭБС базовыми источниками являются реферативные журналы ВИНИТИ "Механика" (преимущественно публикации по исследованию физических закономерностей протекания механических видов эрозии – каплеударной, кавитационной, газо- и гидроабразивной) и "Турбостроение" (преимущественно публикации по прикладным аспектам механических видов эрозии энергооборудования). Далее выполняется обращение к выявленному изданию для более детального анализа его содержания и формирования списка ключевых слов.

Функциональные возможности ЭБС позволяют выполнить следующие операции (рис.1):

- ввод и редактирование информации;
- просмотр хранящейся информации;

 поиск публикаций по одному или одновременно нескольким различным параметрам;

Вид публикации	Библиографические данные публикации (по ГОСТ 7.1-84)	
Монография	1)авторы; 2)название; 3)номер тома; 4)место издания; 5)издательство; 6)год; 7)число страниц; 8)язык	
Диссертация	1)авторы; 2)название; 3)вид диссертации; 4)город; 5)организация, в которой состоялась защита; 6)год; 7)число страниц	
Патент, авторское свидетельство	1)вид патентного документа; 2)номер изобретения; 3)страна; 4)индексы МКИ; 5)название; 6)авторы; 7)организация-заявитель; 8)номер заявки; 9)дата заявки; 10)дата опубликования; 11)издание публикации	
Статья из журнала	1)авторы; 2)название; 3)журнал; 4)год издания; 5)том; 6)номер; 7)страницы; 8)язык	
Статья из книги	1)авторы; 2)название статьи; 3)название книги; 4)место издания; 5)издательство; 6)год; 7)страницы; 8)язык	
Статья из сборника трудов	1)авторы; 2)название статьи; 3)название сборника; 4)место издания; 5)год издания; 6)номер сборника; 7)страницы; 8)язык	
Депонированная рукопись	1)авторы; 2)название; 3)организация-заявитель; 4)год; 5)число страниц; 6)орган депонирования; 7)дата депонирования; 8)номер	
Тезисы доклада	1)авторы; 2)название; 3)название конференции; 4)часть; 5)место издания; 5)год; 7)страницы; 8)язык	
Прочее	1)авторы; 2)название; 3)текст; 4)место издания; 5)год; 6)число страниц; 7)язык	

Таблица 1 Перечень библиографической информации, содержащейся в ЭБС



• печать библиографических выходных данных найденных публикаций.

Данные хранятся в главных информационных базах - базах библиографических данных публикаций и в общей базе ключевых слов. Установлена жесткая связь между базами публикаций и ключевых слов: каждой публикации соответствует список ключевых слов. Их количество для одной публикации в среднем составляет 25-30 слов. Все базы имеют формат Paradox. Для сортировки и быстрого доступа к информации в базах данных публикаций и ключевых

слов используются индексные файлы.

Наполнение системы информацией осуществляется с помощью главного или вспомогательного редактора системы. Меню ЭБС и окно главного редактора показаны на рис. 2. Функциональное отличие редакторов состоит в том, что с помощью вспомогательного заполняются и редактируются только временно хранящиеся вспомогательные базы данных, а с помощью главного корректируются главные информационные базы ЭБС, система ключевых слов и переносится информация из вспомогательных баз в главные. Такой перенос возможен благодаря одинаковой структуре соответствующих вспомогательных и главных баз. Поэтому пользователи ЭБС в зависимости от степени их допуска к редактированию информации разделены на две категории:

• привилегированные (эксперты по проблеме эрозии), наделенные правом корректировки данных в главных информационных базах системы;

 рядовые, имеющие возможность формирования вспомогательных баз системы под контролем привилегированного пользователя.

Для защиты данных в главных информационных базах от несанкционированного редактирования вход в главный редактор ЭБС находится под паролем, известным лишь привилегированным пользователям. С помощью вспомогательного редактора нельзя непосредственно изменять содержание главных баз.

Ввод и редактирование библиографической информации происходит в таблице редактора. Каждая ее строка соответствует одной публикации, а столбец - типу библиографических данных, установленных для данного вида публикаций согласно ГОСТ 7.1-84 (табл.1). Заполнение таблицы осуществляется с клавиатуры последовательным переходом по строке между столбцами.

Для каждой публикации предусмотрено формирование списка ключевых слов, отражающих ее содержание. При создании списка используется двухуровневая



Рис. 2. Главное меню и окно главного редактора системы

система ключевых слов. Первый уровень представляют 16 тем словаря ключевых слов (рис.2), второй - сами ключевые слова. В настоящее время их около 300. Предусмотрена возможность расширения словаря с помощью главного редактора ЭБС. Ключевые слова копируются при помощи мыши из соответствующей темы в список ключевых слов публикации.

Ввод в систему библиографического описания одной публикации со списком ключевых слов к ней занимает в среднем 5-7 мин. Для ускорения процесса наполнения системы информацией целесообразно привлекать к этой работе нескольких пользователей, рабочее место которых оснащено ЭБС. При этом информация, подготовленная к вводу в систему, разбивается на порции по 30-50 публикаций и списков ключевых слов. Каждый пользователь после наполнения своих вспомогательных баз заданным объемом информации передает их файлы на компьютер привилегированного пользователя для последующего их добавления в главные базы ЭБС. Программа контролирует уникальность вводимых публикаций.

Просмотр содержания главных информационных баз осуществляется с помощью окна "Просмотр баз публикаций". Библиографическая информация представляется в такой же таблице, как и в редакторах ЭБС (рис.2). Однако возможность редактирования исключена. Для повышения удобства работы с системой просмотра публикаций ширина различных столбцов таблицы для каждой публикации сохраняется после любого ее изменения в базе данных пользовательских настроек.

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

Kowiwaposawaa naace				
Словня панска	вид зеозии	TEMA	Славарь ключевых слов	
Сид публикации 🔺 🦿	240-48838 C/088		Волны натряхений	
Статья на журнала	аллоударная	« Выбрать	Газзабразияная	
Armo .		Charles 1	F800888	
Кириллов		Orenzier	ГидровТразиная	
		-	Kasatalasaaa	
тазвание работы	Пинск		Caparalan	
		formane month	Каррония	
Насерние жирнала	1 ackars a	peoprenates	Harpiteseepe cortesees	
Tennoaxepreneta			Отлокония Отланвание	
СД издания Раня			Растрескиезние	
			Струнударная	
	Deep	a lanara l	Y/gap	
Pesymptot Hadgeup	Crucian a	in Desposie	YCTAOD ITL	
	CUMPON D.		111097663/9	

Рис. 3. Окно системы комбинированного поиска

Библиографические данные и ключевые слова в базах упорядочены в алфавитном порядке. Сортировка публикаций осуществляется первоначально по фамилиям авторов, затем по названию публикации и т.д., что позволяет производить простой поиск какого-либо издания по фамилии автора и названию работы.

Для осуществления автоматизированного поиска по нескольким параметрам в ЭБС разработана система комбинированного поиска. Ее интерфейсная часть представляется в виде окна "Комбинированный поиск" (рис. 3). В число параметров поиска входят вид публикации, ключевое слово, автор, название работы, название журнала, номер патента, год издания, язык издания и другие выходные данные (табл.2). Отсутствует необходимость задания точного названия публикации, конференции или журнала - можно указать лишь одно слово или словосочетание, встречающееся в названии. Поиск по одному параметру в наибольшей из баз публикаций занимает несколько секунд. Комбинированный поиск реализован как последовательный поиск, при котором отбор публикаций по следующему параметру выполняется в результатах отбора по предыдущему параметру. Таким образом выявляются публикации, удовлетворяющие сразу нескольким заданным параметрам поиска. Найденные публикации представляются в соответствии с требованиями ГОСТ 7.1-84 в виде списка или в табличном виде. Для каждой публикации также выводится список ключевых слов, которые помогают оценить направленность исследований и круг конкретных задач, затронутых в ней, а также достигнутые результаты. Из окна поиска найденные публикации могут выводиться на печать в виде списка литературы.

Кроме рассмотренных основных операций ЭБС предоставляет пользователю ряд вспомогательных средств: печать словаря ключевых слов, просмотр статистики по количеству хранящихся публикаций в каждой из информационных баз, просмотр статистики подключения вспомогательных баз, систему всплывающих подсказок, систему защиты.

Таблица 2

Параметры поиска публикаций

Вид публикации	Параметры поиска	
Депонированная рукопись, диссертация	1)автор; 2)название работы; 3)год издания; 4)ключевое слово	
Монография	1)автор; 2)название работы; 3)год издания; 4)язык; 5)ключевое слово	
Патент, авторское свидетельство	1)автор; 2)название работы; 3)номер; 4)страна; 5)ключевое слово	
Статья из журнала	1)автор; 2)название работы; 3)название журнала; 4)год издания; 5)язык; 6).ключевое слово	
Статья из книги	1)автор; 2)название работы; 3)название книги; 4)год издания; 5)язык; 6)ключевое слово	
Статья из сборника трудов	1)автор; 2)название работы; 3)название сборника; 4)год издания; 5)язык; 6)ключевое слово	
Тезисы доклада	1)автор; 2)название работы; 3)название конференции; 4)год издания; 5)язык; 6)ключевое слово	
Прочее	1)автор; 2)название работы; 3)фрагмент текста; 4)год издания; 5)язык; 6)ключевое слово	

Использование ЭБС облегчено интуитивно понятной системой всплывающих подсказок. Такие подсказки существуют для всех таблиц, в которых производится редактирование данных, и для кнопок, выполняющих функции редактирования и поиска. Они содержат краткую информацию о комбинациях клавиш, используемых для редактирования записей в таблицах, и о функциях кнопок.

Инсталляция ЭБС, включая базы данных, занимает не более 5 мин. Она включает в себя копирование архива системы с дискет на жесткий диск компьютера и его декомпрессию.

Вывод. Функциональные возможности и технические характеристики представленной электронной библиографической системы свидетельствуют о целесообразности ее внедрения для автоматизации научных исследований, связанных с проблемой эрозии атомного и теплового энергооборудования. Она также может эффективно использоваться в учебном процессе и в проведении студенческих научно-исследовательских работ для специальностей энергомашиностроительного профиля. Удобство добавления информации обуславливает возможность быстрого обновления содержания баз системы. Гибкая поисковая система и система ключевых слов расширяют возможности пользователя в оперативном получении информации.

Поступила в редакцию 22.02.2000.

УДК 681.3: 621.039.007

КОМПЛЕКС ИНФОРМАЦИОННОЙ ПОДДЕРЖКИ ОПЕРАТОРА ВВР-ц. ОПЫТ СОЗДАНИЯ ПЕРВОЙ ВЕРСИИ

И.Н. Козиев*, О.Ю. Кочнов*, Е.С. Старизный*, Ю.В. Волков**

* Филиал ГНЦ РФ-НИФХИ им. Л.Я. Карпова, г. Обнинск

** Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск

Обсуждается проблема повышения надежности работы реактора ВВР-ц. Показана возможность улучшения эксплуатации исследовательского реактора путем создания "Комплекса информационной поддержки оператора". Описаны основные принципы построения системы. Представлены результаты первого этапа решения проблемы.

введение

P

Общепризнано, что роль оперативного персонала в обеспечении безопасности эксплуатации исследовательского ядерного реактора (ИЯР) как в случае нормальной эксплуатации, так и в аварийных ситуациях очень высока.

Важным направлением в повышении эффективности действий персонала является организация информационной поддержки оператора. При проектировании систем контроля и управляющих систем безопасности целесообразно оптимизировать ту информацию, которую получает оператор. Указанная информация должна быть минимально необходима для распознавания сложившейся ситуации и не приводить к стрессовым состояниям обилием сигналов [1].

Анализ существующих систем поддержки оператора [2,3] показал, что каждая из них является узконаправленной и приспособленной под конкретную установку. Перенос этих систем на реактор ВВР-ц НИФХИ им.Л.Я.Карпова [4] нерационален. Поэтому было решено создать для него комплекс информационной поддержки оператора (КИПО). Он должен включать в себя

- систему "советчик оператора";
- набор прикладных программ для оптимизации режимов работы реактора.

Система "советчик оператора" представляет собой набор разработанных методик и программ, позволяющих при снятии минимального набора данных с контролирующей аппаратуры оценить текущее состояние комплекса реактора и предсказать будущее состояние в основном и переходном режимах работы ИЯР и в аварийной ситуации. В ней учтены основные рекомендации, предъявляемые к подобным системам [5,6], а также разработанные авторами дополнительные требования.

Основная цель создания КИПО состояла в том, чтобы при аварийном заглушении ИЯР за счет автоматизации некоторых алгоритмизируемых диагностических операций снизить вероятность ошибки оператора при оценке ситуации, избавить его от отвлекающей работы, тем самым направив все его усилия на устранение

[©] И.Н.Козиев, О.Ю.Кочнов, Е.С. Старизный, Ю.В. Волков, 2000

неисправности. Таким образом минимизируется величина потерь выпускаемой продукции (например, радиофармпрепаратов - РФП), что приведет к ощутимому экономическому эффекту. Кроме того повышается безопасность эксплуатации установки.

Для того, чтобы наиболее эффективно представить текущую обстановку оператору, не отвлекая его на работу с терминалом, система снабжена речевым выводом сообщений, позволяющим получить необходимую информацию. Эта особенность полезна не только в случае аварийного заглушения реактора, но и в нормальном режиме работы, когда необходимо быстро привлечь внимание оператора к изменениям ситуации, не дожидаясь, пока он сам увидит сообщение на экране монитора.

Первая версия КИПО для реактора ВВР-ц находится в рабочем состоянии и постоянно подвергается модификациям и совершенствованию. При этом учитываются рекомендации (экспертные оценки) опытного сменного персонала. Важным фактором является то, что авторы комплекса сами работают на реакторе и на собственном опыте представляют особенности управления ИЯР и роль, которую может сыграть любая форма информационной поддержки оператора в случае аварийной ситуации.

постановка задачи

Пока ИЯР работает на заданном уровне мощности, роль старшего инженера управления реактором (СИУР) сводится к контролю за процессами, которые развиваются достаточно медленно. Однако, как только происходит срабатывание аварийной защиты, роль СИУРа резко возрастает. Необходимо разобраться в ситуации, устранить неисправность и после этого по возможности восстановить мощность реактора. Аварийное заглушение - редкая, нестандартная ситуация, характеризующаяся рядом особенностей:

• это всегда неожиданное событие, что вызывает определенный психологический стресс у СИУРа;

• за пультом управления реактором может оказаться один лишь СИУР, в то время как начальник смены и прочий сменный персонал может отсутствовать непосредственно на рабочих местах, находясь на текущих работах;

• имеется временное ограничение на действия СИУРа до попадания в "йодную яму", зависящее от предшествующего режима работы реактора.

Понятно, что в такой ситуации требуется поэтапное принятие единственно правильных решений. Время для принятия решений ограничено. В условиях психологического дискомфорта СИУРу не только важно грамотно оценить обстановку и принять правильные решения, но еще важнее не принять неправильных решений. Счет времени здесь идет на минуты, и опыт показывает, что без дополнительных средств временной и информационной избыточности не всегда можно справиться с задачей. Поэтому внедрение системы, которая в максимально короткий срок произведет правильную оценку истинного состояния некоторых важных параметров объекта и облегчит быстрое принятие правильного решения, окажется экономически оправданным.

ФУНКЦИИ КИПО

Создаваемый программный комплекс должен выполнять следующие функции

1. Оптимальное отображение текущего и предыдущего состояний основных параметров ИЯР.

2. Выдача сообщений (речью и на экране монитора) при приближении к зоне уставок, если ситуация будет развиваться без вмешательства СИУРа.

3. Расстановка по приоритетам и сообщение об аварийных и предупредительных сигналах (АС и ПС) речевым выводом в случаях аварийных заглушений, а также сообщение о неявном снятии ПС.

4. Расчет времени до попадания в "яму", до подъема АЗ, стоянки в "яме" и представление результатов расчетов СИУРу в удобной форме.

5. Быстрое прогнозирование поведения ИЯР для того, чтобы СИУР мог переключить КИПО в любой момент времени в режим тренажера (без нарушения выполнения комплексом основных функций) и в ускоренном режиме времени увидеть результат развития процессов.

6. Обработка запросов о том, какое оборудование находится в работе в данный момент, и выработка с помощью встроенной экспертной системы совета по использованию элементов оборудования, которые можно включить или отключить для улучшения текущей ситуации.

7. Работа в качестве "черного ящика" с просмотром параметров и истории развития ситуации, фиксация времени срабатывания АЗ и подсчет энерговыработки (МВт-ч) с учетом изменения мощности.

ОСНОВНЫЕ СВОЙСТВА КИПО

1. Комплекс используется только в режиме советчика и не вмешивается напрямую, автоматически, в процесс управления технологическим оборудованием реактора, не влияет на функционирование и не ухудшает характеристики СУЗ (системы управления и защиты) реактора.

2. Выполняя автоматически прогнозирование и избавляя оператора от отвлекающей работы при аварийных заглушениях и нестандартных ситуациях, КИПО ускоряет процесс принятия правильных решений.

3. КИПО расширяет каналы восприятия информации (дополняет зрительный канал оператора слуховым).

4. КИПО вычленяет из обилия сигналов при аварийном заглушении самые необходимые и доводит их в приоритетном порядке до СИУРа.

5. КИПО реализует максимально упрощенные математические модели, учитывающие минимальный набор физических эффектов реактора и в то же время достаточные для надежного прогнозирования состояния реактора.

6. КИПО разработан таким образом, что сбой компьютерной системы (аппаратный или программный) не должен приводить к нарушению нормальной эксплуатации или усугублять развитие аварийной ситуации.

7. КИПО разработан на основе инженерно-психологических требований, предъявляемых к информационным моделям, и требований, предъявляемых к рабочему месту оператора [5], например,

• графический вывод построен таким образом, чтобы не раздражать и не утомлять СИУР;

- необходимые элементы выделены цветом и интенсивностью;
- звуковому сообщению предшествует предупреждающий сигнал;
- речевая информация не отвлекает, не мешает выполнять основную задачу;
- сообщения носят информационно-рекомендательный характер.

ПРОГРАММНАЯ РЕАЛИЗАЦИЯ КИПО

В настоящее время авторами разработан программный комплекс, ставший частью начального варианта КИПО (рис.1). Система представляет собой набор программ, разработанных для реактора ВВР-ц, набор датчиков, посредством которых система получает необходимую информацию, компьютер с устройством речевого вывода информации. В состав КИПО кроме программы, работающей в режиме online, входят коды, с помощью которых возможно решать различные оптимизационные задачи для реактора ВВР-ц: по загрузке топлива, по режиму работы и т.д. Кроме того в состав комплекса включен набор программ, демонстрирующих в режиме тренажера базовые физические процессы ядерного реактора (отравление,





KINET	KA	
-	-	

точечная кинетика без обратных связей

SPEEDY модель двухконтурной ЯЭУ и СУЗ

LAOKOON

точечная кинетика с обратными связями

SPARROW отравление реактора

Профессиональная подготовка персонала

Рис.1. Схема комплекса информационной поддержки оператора

температурные эффекты, кинетика с учетом запаздывающих нейтронов). Все это позволяет повысить культуру безопасности и поддерживать на должном уровне квалификацию персонала, от которой зависит безаварийная работа ИЯР.

Ниже дается краткая характеристика программ.

1. Интерактивные программы поддержки оператора

RAVEN - в упрощенном виде реализует разработанную схему комплекса информационной поддержки оператора. Программа функционирует в двух режимах: 1) реального времени со считыванием состояния реактора через плату АЦП, подключаемую к штатной электронной аппаратуре СУЗ реактора BBP-ц; 2) тренажера с задаваемым масштабом времени и управлением "мощностью" с клавиатуры. Программа содержит предельно упрощенные схемы расчета основных эффектов реактора (для решения систем дифференциальных уравнений используется метод Рунге-Кутта с постоянным шагом 3-го порядка [7]). Она была откалибрована по более точной программе LARK (см. далее). Этот код использует синтезатор речи из состава комплекса SOLARIS (см. далее) для опробования речевого способа представления информации, который будет в более развернутом виде реализован в следующей версии программы. Внешний вид графического интерфейса показан на рис. 2.

2. Программы для планирования работы реактора ВВР-ц

NIGHTINGALE - позволяет по экспериментальным значениям некоторых параметров реактора BBP-ц получить константы для реализованной в SPARROW и LARK модели отравления. Из-за особого режима работы ИЯР BBP-ц (недельный цикл работы, перегрузки TBC раз в 1-2 недели, перегрузки облучаемых образцов) материальный состав активной зоны изменяется за несколько кампаний так, что рас-



Рис. 2. Графический интерфейс программы RAVEN

чет хода запаса реактивности по константам, подобранным для некоторой начальной кампании, становится слишком неточным. Кроме этого, состояние теплообменников значительно меняется в течение года, потому что II контур реактора заполнен пожарно-хозяйственной водой. Следовательно, желательно время от времени выполнять уточнение констант для математической модели реактора, реализованной в программе LARK. Автоматизация такой подгонки выполняется программой NIGHTINGALE.

LARK - расчет нестационарных эффектов отравления и вычисление запаса реактивности реактора BBP-ц для задаваемого в виде сценария графика изменения нейтронной мощности. Кроме отравления могут (по желанию пользователя) учитываться другие эффекты: мощностные, температурные, а также может выполняться теплофизический расчет. Программа позволяет прогнозировать динамику изменения запаса реактивности на конец кампании по известному начальному периоду работы (рис.3), вычислять остаточный запас реактивности на несколько последовательных кампаний с перегрузками топлива, прогнозировать время стоянки в йодной яме (рис. 4).

STAT_GRAD — расчет температуры воды II контура реактора BBP-ц после охлаждения в градирне. Программа учитывает следующие параметры: температура и влажность окружающего воздуха, число включенных оросителей, температура воды II контура на входе в градирню. Программа использует для расчета аппроксимации, полученные в результате вычислений по разработанной авторами методике на основе подходов, представленных в [8]. В качестве примера в табл.1 приводятся расчетные и экспериментальные данные температуры воды в градирне.



Рис. 3. Прогнозный расчет по программам NIGHTINGALE и LARK: показан реальный ход отравления в кампанию 13-15.05.99 г.(1) и расчет хода отравления по данным, полученным обработкой предыдущей кампании 01-04.05.99 г.(2)

3. Программы моделирования физических процессов в реакторе

SPARROW - рассчитывает в точечном приближении ход ксенонового отравления и соответствующей потери реактивности после мгновенного скачка мощности.

КІΝЕТІКА - решение уравнения обратных часов точечной кинетики реактора без обратных связей с произвольным числом групп запаздывающих нейтронов для описания динамики нейтронного потока после мгновенного изменения реактивности.

LAOKOON - решение системы дифференциальных уравнений то-

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ



Рис. 4. Прогнозный расчет по программам LARK и NIGHTINGALE: сравнение экспериментального хода отравления реактора BBP-ц (1) с расчетной кривой по программе LARK (2) для кампании 05-09.05.99 г. с аварийным заглушением, стоянкой в йодной яме и подъемом мощности для дооблучения радиофармпрепаратов

чечной кинетики реактора без обратных связей с произвольным числом групп запаздывающих нейтронов при задаваемой форме изменения реактивности. Программа позволяет увидеть изменение нейтронного потока во времени при импульсном изменении реактивности (рис.5).

SPEEDY - моделирование реактора в приближении точечной кинетики с учетом обратных связей по топливу и теплоносителю (двухконтурная ЯЭУ); моделирование работы автоматических регуляторов мощности (рис.6). Результаты в целом правильно отражают работу автоматического регулятора мощности реактора.

4. Другие, используемые в комплексе, программные инструменты

SOLARIS – программная система для организации вербального интерфейса (речевой анализ и синтез) и программирования работы технологической установки (в частности, ядерного реактора или его программной модели) посредством команд на естественном языке, с клавиатуры или через микрофон.

СРАВНЕНИЕ С ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫМИ ДАННЫМИ

Прогнозный расчет изменения запаса реактивности отличается от экспериментальных значений не более чем на 0.05% на конец недельного цикла работы реактора, что составляет около 15% (рис.3).

Расчет времени вынужденной стоянки в "йодной яме" после аварийного заглушения отличается от реального времени на 10 – 15 мин, что составляет менее 1% (рис.4).


Рис. 5. Изменение нейтронного потока точечного реактора нулевой мощности без постороннего источника нейтронов при воздействии прямоугольного возмущения реактивности (программа LAOKOON)

Таблица 1 Результаты расчета температуры воды на выходе из градирни по программе STAT_GRAD и сравнение ее с экспериментальными данными. Представлены 7 недельных циклов работы реактора BBP-ц

Температура на выходе из градирни (эксперимен- тальная), °С	Температура на выходе из гра- дирни (расчетная), °С
17	14.2
17	15.5
16	12.8
20	16.8
15	10.5
15	10.2
12	8.6

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ



Рис. 6. Работа системы автоматического регулирования на реакторе после положительного импульса реактивности (результаты работы программы SPEEDY)

Рассчитанные значения температуры воды II контура на выходе из градирни отличаются от экспериментальных не более чем на 20% (табл.1). При одинаковых экспериментальных значениях различие расчетных температур объясняется различными температурами на входе в градирню, разной влажностью воздуха и т.д.

выводы

Результаты экспериментальных проверок показали, что в большинстве случаев реализованные простейшие математические модели и примененные численные методы решения вполне достаточны для выполнения функций КИПО. При существующих погрешностях основная цель-выдача правильного совета - достигается. Время, затраченное на прогноз, достаточно мало.

ПЛАНЫ ДАЛЬНЕЙШИХ РАБОТ

1. Включение в КИПО дополнительных модулей, позволяющих повысить адекватность моделей реактору BBP-ц.

2. Устранение недостатков, выявленных в ранних версиях: ускорение работы программы, повышение точности прогноза и т.д.

Кроме того, особое внимание разработчики уделяют вопросам надежности КИПО. Планируется, что следующий вариант КИПО сможет работать в многомашинной конфигурации с дублированием текущих расчетов, содержать средства автоматического восстановления комплекса после аппаратного или программного сбоя, выполнять периодическое самотестирование для того, чтобы выявить расхождение между результатами работы программ реального времени (с простыми численными методами) и более точных программ, входящих в КИПО.

Поскольку целью разработчиков является практическое использование КИПО на ядерном реакторе, то необходимым этапом будет верификация и аттестация комплекса для получения официального разрешения Госатомнадзора РФ на установку КИПО. После верификации и эксплуатационной обкатки комплекса возможно оснащение ИЯР BBP-ц как системой в целом, так и отдельными ее компонентами, являющимися законченными программными продуктами.

Литература

1. *Самойлов О.Б., Усынин Г.Б., Бахметьев А.М*. Безопасность ядерных энергетических установок. - М.:Энергоатомиздат, 1989.

2. *Федоров О.М., Аристов Б.Н*. Учебно-тренировочный пункт Ровенской АЭС, опыт создания // Атомная энергия. – 1991. - Т.70. - Вып.б. - С.397-398.

3. Качалин В.А., Киселев А.В., Красько А.И. и др. Информационная система для двух исследовательских реакторов РБТ-10// Атомная энергия. – 1985. - Т.58. - Вып.4. - С. 271-272.

4. *Моисеенко П.П., Карпов В.Л*. В кн.: "Труды II Международной конференции по мирному использованию атомной энергии. Доклады советских ученых". Женева 1958 г. - М.:Атомиздат, 1959. – Т.2.

5. *Смоляров А.М.* Системы отображения информации и инженерная психология. - М.:Высшая школа, 1982.

6. Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов (ПБЯ ИР-98). – М., 1998.

7. Данилин Б.И., Дубровская Н.С. и др.Численные методы: Учебник для техникумов. - М.:Высшая школа, 1976.

8. *Андреев Е.И*. Расчет тепло- и массообмена в контактных аппаратах. -М.:Энергоатомиздат, 1985.

Поступила в редакцию 20.11.99.

УДК 51-72: 621.039.002

РАЗРАБОТКА ОПТИМИЗАЦИОННОЙ МОДЕЛИ ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА

П.Э. Переславцев, Д.Сахраи

Обнинский институт атомной энергетики г. Обнинск

Рассмотрена оптимизационная модель ядерного центра (ЯЦ). В качестве критерия для расчета оптимальной структуры ЯЦ выбран экономический показатель. В расчетах использована информация о различных ядерных реакторах, использующих традиционное топливо и реакторный плутоний. Полученные результаты демонстрируют применимость построенной модели к расчету структуры энергопроизводящих мощностей ЯЦ.

ВВЕДЕНИЕ

Ядерная энергетика во многих развитых странах переживает сложный период. Помимо проблемы экологического загрязнения территорий, прилегающих к АЭС, подвергается пересмотру экономическая целесообразность строительства АЭС. Возможное снижение цен на органическое топливо приведет к вытеснению ядерных технологий с рынка производства электроэнергии.

Одним из способов удешевления АЭС является создание ядерных центров (ЯЦ). Ядерный центр - это промышленный комплекс, в состав которого входят несколько блоков ядерных энергетических установок и соответствующие предприятия топливного цикла. В этом случае существенно снижается топливная составляющая текущих затрат. Поскольку отработавшее топливо не покидает территории ЯЦ, уменьшается экологическое воздействие на регион, который обеспечивается электроэнергией ядерного центра. Не менее важными преимуществами ЯЦ являются возможность проведения эффективного контроля за нераспространением плутония и защита от ядерного терроризма.

Принципиальным вопросом, определяющим все технологические цепочки топливного цикла, является качественный и количественный состав энергопроизводящих установок ЯЦ. В настоящее время в качестве возможных вариантов можно рассматривать традиционные реакторы, использующие плутониевое топливо, а также реакторы на быстрых нейтронах с загрузкой плутония в активную зону.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ

Предположим, что имеется возможность создания ЯЦ на основе I различных типов реакторов, причем эти реакторы подразделяются в общем случае на К групп, каждая из которых производит требуемое количество энергетической продукции. В нашем случае таких групп две (по количеству типов используемого топлива).

ЯЦ в произвольный момент времени t может быть описан системой неравенств (см. также [1,2]):

1) неравенства, отражающие требования производства электроэнергии установками различных групп,

[©] П.Э. Переславцев, Д. Сахраи, 2000

$$\sum_{i=1}^{I} N_{i}(t) W_{i,k} \ge Q_{k}(t), \qquad k = 1,..,K;$$
(1)

 неравенство, описывающее производство и потребление вторичного ядерного топлива

$$\sum_{i=1}^{I} \sum_{j=1}^{J} \left\{ (1-\epsilon) X_{i,j}^{\text{Kol}} \cdot G_{i,j} \left(t - T_{i,j} - T_{i,j}^{\text{XMM}} \right) - X_{i,j}^{\text{Hav}} \cdot G_{i,j} \left(t + T_{i,j}^{\text{Hav}} \cdot \right) \right\} \le P.$$
(2)

В неравенствах (1) и (2) приняты следующие обозначения: Ј – число зон в установке; N_i(t) – число установок типа і в момент времени t; W_{i,k} – производство электроэнергии на установке типа i, принадлежащей группе реакторов типа k; Q_k(t) – производство электроэнергии на установках k-ой группы в момент времени t;

 $X_{i,j}^{Hau}$ и $X_{i,j}^{KOH}$ - начальное и конечное обогащение топлива по плутонию; $G_{i,j}(t)$ – скорость подпитки тяжелыми ядрами j-ой зоны установки типа i в момент времени t; $T_{i,j}$ – кампания j-ой зоны реактора; $T_{i,j}^{Har}$ - время, затрачиваемое на изготовление топливных кассет для реактора типа i и зоны типа j; $T_{i,j}^{XMM}$ - длительность процесса химической переработки топлива, выгружаемого из j-ой зоны реактора типа i; ε доля потерь плутония при переработке; P – годовое производство плутония в ЯЦ.

Вид ограничений (1) и (2) объясняется тем, что для ЯЦ можно говорить о требованиях безусловного выполнения графика производства электроэнергии и наличия достаточного количества топлива как минимальных критериев функционирования всего комплекса.

Количество вторичного топлива в ЯЦ можно связать с числом энергетических установок:

$$\frac{dN_{i}(t)}{dt} = \sum_{j=1}^{J} \frac{G_{i,j}(t) - G_{i,j}(t - T_{i,j})}{M_{i,j}},$$
(3)

где M_{i,i} – масса топлива в зоне типа ј реактора типа i.

Уравнение (3) можно интерпретировать следующим образом: увеличение числа установок может происходить только лишь при условии наличия топлива для загрузки в соответствующие зоны реактора.

Очевидно, что неравенства (1)и (2) не позволяют сделать однозначный выбор числа и типа установок для ЯЦ, поэтому необходимо ввести некоторый критерий для надлежащего выбора. В этом случае описываемая модель становится оптимизационной. Для оптимизации был выбран экономический критерий. Оптимальный состав ЯЦ может быть получен при достижении минимума целевой функции – полных затрат на ЯЦ, - которая должна учитывать не только стоимость капитального строительства атомных электростанций, но и затраты на вывод их из эксплуатации и ввод новых установок. Кроме того, в полные затраты должны быть включены расходы на изготовление и переработку топлива. Учитывая приведенные соображения, определим целевую функцию следующим образом:

$$\begin{split} F &= \sum_{i=1}^{I} \left\{ K_{i}^{\text{Kan}} \left(\frac{dN_{i}(t)}{dt} + \frac{dN_{i}(t - T^{\text{Cn}})}{dt} \right) + K_{i}^{\text{dew}} \frac{dN_{i}(t - T^{\text{Cn}})}{dt} + U_{i}^{\text{TeK}} N_{i}(t) + \right. \\ &+ \left. \sum_{j=1}^{J} \left(C_{i,j}^{\text{MAR}} G_{i,j}(t + T_{i,j}^{\text{MAR}}) + C_{j,j}^{\text{XMM}} G_{i,j}(t - T_{i,j} - T_{i,j}^{\text{XMM}}) \right) \right\}, \end{split}$$
(4)

41

где $K_i^{\text{кап.}}$ и $K_i^{\text{дем.}}$ - затраты на строительство и демонтаж установки типа i; $U_i^{\text{тек.}}$ - текущие эксплуатационные затраты на установку типа i; $T_{i,j}^{\text{изг.}}$ и $T_{i,j}^{\text{хим.}}$ - длительность процесса изготовления и химической переработки топлива, загружаемого в со-

ответствующую зону реактора типа i; С^{изг.} и С^{хик} - стоимость изготовления и химической переработки топливных сборок, выгружаемых из зоны j реактора типа i.

Теперь определение структуры ЯЦ заключается в нахождении минимума целевой функции (4) при условии выполнения ограничений (1)-(3). В этом случае решением будет количество соответствующих установок N_i(t).

Специфика работы ЯЦ позволяет говорить о возможности медленного наращивания мощности комплекса. Например, можно предположить, что на площадке ЯЦ мощностью 4 ГВт(э) будет введен в эксплуатацию новый (дополнительный) блок мощностью 1 ГВт(э) примерно через 15 лет. В этом случае, вводя плавную функцию увеличения числа установок

$$N_{i}(t) = N_{i0} e^{\omega t}, \qquad (5)$$

можно прогнозировать увеличение мощности всего ЯЦ. В этом уравнении N_{i0} – число установок типа і в начальный момент времени; ω - темп роста мощности ЯЦ. Величина ω не превышает 0.05 1/год. Например, для такого значения ω энергоустановка мощностью 1ГВт(э) будет построена на площадке ЯЦ (суммарной мощностью 4 ГВт(э)) примерно через 5 лет. С учетом (5) после некоторых преобразований неравенства (1) и (2) можно записать в следующем виде:

$$\sum_{i=1}^{I} N_{i,0} W_{i,k} \ge Q_{k,0} , \ k=1,...,K$$
(6)

И

$$\sum_{i=1}^{I} N_{i,0} R_{i} \le P_{0},$$
(7)

где $\mathsf{R}_{i} = \omega \cdot \sum_{i=1}^{I} \frac{\mathsf{M}_{i,j}}{1 - e^{-\omega T_{i,j}}} \bigg[\mathsf{X}_{i,j}^{\text{кон.}} (1 - \varepsilon) e^{-\omega \left(T_{i,j} + T_{i,j}^{\text{XW}}\right)} - \mathsf{X}_{i,j}^{\text{Hav.}} e^{\omega T_{i,j}^{\text{Hav.}}} \bigg].$

Выражение для целевой функции

$$\mathbf{F} = \sum_{i=1}^{I} \mathbf{C}_{i} \cdot \mathbf{N}_{i,0} , \qquad (8)$$

где

$$C_{i} = \omega \cdot \sum_{j=1}^{J} \frac{M_{i,j}}{1 - e^{-\omega T_{i,j}}} \bigg[C_{i,j}^{\text{Mar.}} e^{\omega T_{i,j}} + C_{i,j}^{\text{XM.}} e^{-\omega \left(T_{i,j} + T_{i,j}^{\text{XM.}}\right)} \bigg] + \omega \cdot \bigg[K_{i}^{\text{K an.}} \left(1 + e^{-\omega T_{cn}}\right) + K_{i}^{\text{de M}} e^{-\omega T_{cn}} \bigg] + U_{i}^{\text{Ter.}} \cdot U_{i}^{\text{Ter.}} + U_{i}^{\text{Ter.}} \bigg] = 0$$

В выражениях (6)-(8) Q_{k,0} – производство электроэнергии в ЯЦ в начальный момент времени установками k-ой группы; P₀ – годовое производство плутония в начальный момент времени; T_{сл.} – длительность срока службы реакторов. В рассматриваемой модели T_{сл}=30 годам.

Система неравенств (6) и (7) с целевой функцией (8) является оптимизационной задачей линейного программирования. Для нахождения оптимальной структуры ЯЦ использовался модифицированный симплекс-метод [3,4]. Вид ограничения (6) позволяет избежать отрицательных решений задачи линейного программирования (6)-(8) и, тем самым, получения нефизического решения. В обсуждаемой модели не рассматривается ситуация с возможной задержкой вторичного топлива в цикле в случае неполной загрузки реактора.

РАСЧЕТ ОПТИМАЛЬНОЙ СТРУКТУРЫ ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА

Как было отмечено выше, в структуру ЯЦ могут входить и тепловые реакторы, и реакторы на быстрых нейтронах. Задача состоит в выборе наиболее дешевых установок, позволяющих обеспечить необходимое производство электроэнергии. В расчетах мощность ЯЦ была принята равной 4 ГВт(э).

В качестве исходной информации были использованы данные для водо-водяных реакторов на традиционном (табл.1) [5,6]либо плутониевом топливе (табл.2), а также для перспективных быстрых реакторов с загрузкой в активную зону обогащенного плутонием топлива (табл. 3) [2,7].

В качестве реакторов на быстрых нейтронах рассматривались различные прототипы реактора типа БН-1600. Создание ЯЦ является перспективным направле-

Таблица 1

Характеристики реакторов, использующих традиционное топливо

Реактор	Мощность ГВт(э)	КИМ, ф	М,т	Х ^{нач} (²³⁵ U)	Х ^{кон.} (²³⁹ Pu)	Кампания реактора Т, г
BB3P1	1.000	0.75	70.000	0.044	0.0083	3.00
BB3P2	1.000	0.75	65.000	0.044	0.0074	3.00

Таблица 2

Характеристики тепловых реакторов, использующих плутониевое топливо

Реактор	Мощность, ГВт(э)	КИМ, φ	М, т	Х ^{нач} (²³⁹ Pu)	Х ^{кон} (²³⁹ Pu)	Кампания реактора Т,г
ЛBP1	1.000	0.75	70.000	0.044	0.022	3.00
ЛBP2	1.000	0.75	70.200	0.039	0.024	3.00

Примечание. ЛВР1 и ЛВР2 — модификации легководного реактора с загрузкой плутониевого топлива в активную зону

Таблица 3

Характеристики реакторов на быстрых нейтронах, использующих плутониевое топливо

Параметр		БН1	БН2	БН3	БН4	БН5	БН6
Мощность, МВт (э)		1600	1600	1600	1600	1600	1600
КИМ, φ		0,75	0,75	0,75	0,75	0,75	0,75
	А.з.	0,120	0,100	0,114	0,107	0,093	0,095
Х ^{нач.}	т.э.	-	-	-	-	-	-
	б.э.	-	-	-	-	-	-
	а.з.	0.110	0.102	0.104	0.101	0.095	0.095
Хкон.	т.э.	0.020	0.019	0.025	0.018	0.027	0.027
	б.э.	0.009	0.009	0.025	0,007	0.017	0.014
	а.з.	27,70	36,60	45,50	29,54	42,35	42,35
М(т)	т.э.	24,00	30,20	37,50	50,36	30,55	30,55
	б.э.	52,80	35,60	37,00	32,52	60,58	19,00
	а.з.	1,80	1,50	2,09	1,06	2,43	2,43
Т (г)	т.э.	1,80	1,50	2,08	1,06	2,43	2,43
	б.э.	2,10	2,00	4,35	1,06	5,00	2,43

нием развития ядерной энергетики, поэтому в расчетах использовались данные по перспективным реакторам, строительство которых возможно лишь в будущем. В табл.3 приняты следующие обозначения: БН1 – реактор на быстрых нейтронах с оксидным топливом, БН2 и БН3 – реакторы с гетерогенной активной зоной, БН4 – реактор с металлическим топливом, БН5 и БН6 – реакторы с топливом на основе металлического сплава.

В рассматриваемой модели используется стоимостной критерий оптимальности структуры ЯЦ, поэтому выбор экономических показателей ядерных установок и топливного цикла является ключевым моментом при проведении расчетов. Основные экономические характеристики, используемые в модели, приведены в табл.4 (данные получены на основе экспертных оценок [6]).

Привлекательность идеи создания ЯЦ заключается в создании замкнутого топливного цикла. Это подразумевает, как уже было отмечено, строительство реакторов с плутониевой загрузкой. Однако в настоящее время нельзя утверждать, что строительство ЯЦ с реакторами, работающими только на плутониевом топливе, вполне реально, поэтому работу традиционных реакторов с топливом на основе обогащенного урана в ЯЦ логично рассматривать как переходный вариант. Но остается открытым вопрос, связанный с соотношением мощностей реакторов обоих типов, работающих на одной площадке ЯЦ. Это, в свою очередь, влияет на оптимальную структуру ЯЦ. В расчетах рассматривались три варианта с различным соотношением мощностей: З ГВт(э) – мощность реакторов с урановым топливом и 1 ГВт(э) – мощность реакторов с плутониевым топливом, 2 ГВт(э)/2 ГВт(э) и, наконец, 1ГВт(э)/3 ГВт(э) соответственно. Другой важный аспект создания ЯЦ – наработка реакторного плутония или утилизация плутония. В принципе, с этой точки зрения модель позволяет провести расчет с различным накоплением плутония в топливном цикле. Величина накопления плутония является параметром модели. В расчетах она варьировалась от -0.5 до 1 т в год (отрицательная величина соответствует сжиганию плутония).

Результаты расчетов оптимальной структуры ЯЦ для различных соотношений мощностей реакторов с плутониевым и урановым топливом и количества потреб-

Таблица 4

Затраты	Реактор типа ВВЭР	Легководный реактор с плутониевым топливом	Реактор на быстрых нейтронах с плутониевым топливом
Капитальные затраты, млн.долл./год	56,7	60	85
Эксплуатационные расходы, млн.долл./год	40	45	48
Расходы на снятие с эксплуатации, млн.долл./год	43	50	64,5
Изготовление топливных сборок, млн.долл./т			
Активная зона	0,51	1.5	3.0
Зона воспроизводства	-	-	0.5
Химическая переработка топлива, млн.долл./т	4.5	2.0	2.0
Активная зона	1,5	3,0	3,0
Зона воспроизводства	-	-	1,5

Экономические показатели различных видов АЭС

ляемого или нарабатываемого плутония приведены в табл. 5. Расчеты проведены для длительности внешнего топливного цикла один год. Темп роста мощностей ЯЦ ω=0.01. Эта величина соответствует увеличению мощности ЯЦ примерно на 1 ГВт(э) через ~20 лет. Данные, приведенные в табл. 5 и 6, характеризуют число установок указанного типа. В расчетах учтен коэффициент использования установленной мощности для каждой установки.

Таблица 5

Мощность реакторов с урановым топливом / мощность реакторов с плутониевым топливом, ГВт(э)	Сжигание плутония, 0.5 т/год	Ненакопление плутония	Наработка плутония, 1 т/год
3/1	ВВЭР2 - 4	ВВЭР2 - 4	ВВЭР1 - 4
	ЛВР1 - 2	ЛВР2 - 2	БН5 - 1
	ВВЭР2 - 3	BBЭP1 - 3	ВВЭР1 - 3
2/2	ЛВР2 - 3	ЛВР2 - 2	БН5 - 2
		БН5 - 1	
	BBЭP1 – 1	BBЭP1 - 1	ВВЭР1 - 1
1/3	ЛВР2 - 3	ЛВР2 - 2	ЛВР2 — 1
	БН5 - 1	БН5 - 1	БН5 - 2

Структура ЯЦ для различных вариантов

Результаты, приведенные в табл.5, демонстрируют необходимость увеличения числа бридеров в ЯЦ с ростом его производительности по плутонию. Ядерный центр, сжигающий плутоний, должен базироваться на легководных реакторах.

Длительность внешнего топливного цикла - один из важнейших показателей эффективности перерабатывающей промышленности. Для определения чувствительности модели к его величине были проведены расчеты структуры ЯЦ, производящего 1 т в год реакторного плутония, с длительностями суммарного времени производства и химической переработки топлива 1, 3 и 5 лет. Результаты расчетов приведены в табл.6.

Таблица 6

Структура ЯЦ для различной длительности внешнего топливного цикла

Соотношение мощностей	Длительность цикла			
реакторов с урановым и плутониевым топливом, ГВт(э)	1 год	3 года	5 лет	
	BBЭP1 - 1	ВВЭР1 - 2	ВВЭР1 - 2	
1/3	ЛВР2 - 1	БН5 - 3	БН5 - 3	
	БН5 - 2			

Данные табл. 6 показывают роль реакторов на быстрых нейтронах в ЯЦ. Задержки топлива на перерабатывающем заводе приводят к необходимости увеличения числа бридеров для восполнения запасов плутония. Легководные реакторы на плутониевом топливе появляются в структуре ЯЦ только при длительности внешнего топливного цикла один год. Это объясняется тем, что наработка вторичного топлива в реакторе на быстрых нейтронах значительна. В этом случае для удовлетворения требования наработки реакторного плутония 1 т/год появляется необходимость в сжигании избыточного плутония в легководном реакторе типа ЛВР2. Из табл. 6 видно, что изменение длительности внешнего топливного цикла от трех до пяти лет не оказывает влияния на структуру ЯЦ. Такой результат можно объяснить следующим образом: во-первых, наработка плутония в реакторе типа БН5 перекрывает потребности ЯЦ во вторичном топливе, во-вторых, изменение длительности внешнего топливного цикла не учитывалось в стоимостных оценках.

В расчетах была исследована чувствительность модели к изменению техникоэкономических показателей реакторов. С практической точки зрения можно изменять лишь стоимость затрат на капитальное строительство, текущие затраты и отчисления на вывод из эксплуатации установок, а также коэффициент использования установленной мощности (КИМ). Соответствующий расчет, проведенный для ЯЦ, не накапливающего плутоний и имеющего длительность внешнего топливного цикла пять лет, позволяет сделать вывод, что увеличение капитальных затрат для реакторов типа ВВЭР1 и ЛВР1 не более чем на 1% не приводит к изменению структуры ЯЦ. Соответствующая величина для реактора БН5 составляет 7%. Чувствительность оптимальной структуры ЯЦ к изменению КИМ достаточно велика и составляет ~1%.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

С помощью рассматриваемой модели ядерного центра можно проводить расчет его оптимальной структуры. Экономический критерий оптимальности кажется достаточно реалистичным в условиях жесткой конкуренции ядерных технологий с традиционными способами производства электроэнергии. Полученные результаты дают объективную структуру мощностей ЯЦ. Рассмотренные критерии выбора числа и типа установок, удовлетворяющих системным требованиям, не допускают получения физически неприемлемого решения.

Капитальные затраты являются определяющими в выборе оптимальной структуры ЯЦ. Однако для быстрых реакторов чувствительность модели к капитальным затратам ниже, чем для тепловых реакторов. Очень важной характеристикой для выбора структуры ЯЦ является коэффициент использования установленной мощности.

Авторы выражают благодарность Ю.А. Коровину за внимание к работе и полезное обсуждение результатов.

Литература

1. Коровин Ю.А. и др. Системные исследования развития ядерной энергетики в рамках предлагаемых математических моделей: В сб. «Расчетные исследования экспериментальных и энергетических установок».- Обнинск, 1989.-С.3.

2. *Korovin Yu.A. et al.* Study of possibility to include in nuclear energy system various radioactive waste incinerators / Workshop on nuclear transmutation of long-lived nuclear power radiowastes (Obninsk, July 1-5, 1991). – Obninsk, 1991. - P.255.

3. *Данциг Дж*. Линейное программирование, его обобщения и применение. Пер. с англ. – М.: Прогресс, 1966.

4. Банди Б. Основы линейного программирования. Пер. с англ. – М.: Радио и связь, 1989.

5. Синев Н.М. Экономика ядерной энергетики. – М.: Энергоатомиздат, 1987.

6. Кесслер Г. Ядерная энергетика. – М.: Энергоатомиздат, 1986.

7. Переславцев П.Э, Переславцева А.В. Ядерная энергетика на основе замкнутого топливного цикла с использованием перспективных энергетических установок: В сб. «Расчетные исследования экспериментальных и энергетических установок».- Обнинск, 1993.- С.13.

УДК 620.93

P

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ПЛАЗМОХИМИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ НА ОСНОВЕ ФРОНТАЛЬНЫХ ВОЛН ИОНИЗАЦИИ

В.С. Каекин, Д.В. Мешалкин, В.К. Семенов Ивановский энергетический университет, г. Иваново

Экспериментально исследованы электрические и тепловые характеристики разработанных в Ивановском энергетическом университете разрядных элементов плазмохимических реакторов на основе фронтальных волн ионизации. Реакторы могут быть использованы как для очистки отходящих газов от вредных газообразных примесей, так и для синтеза озона из атмосферного воздуха.

На рубеже третьего тысячелетия резко увеличились масштабы потребления энергии, следствием чего явилось увеличение антропогенного воздействия на природу. Самыми распространенными соединениями, выбрасываемыми в атмосферу, являются оксиды серы и азота, монооксид углерода, углеводороды и твердые взвешенные частицы. Существующие технологические процессы улавливания, нейтрализации и утилизации этих веществ, базирующиеся на химических, сорбционных и каталитических способах обезвреживания, являются высокозатратными. В последние годы ведутся интенсивные исследования по поиску и разработке новых, более эффективных, технологий. Здесь надежды связывают с химией высоких энергий, в частности, с плазмохимией. Уже созданы лабораторные и полупромышленные плазмохимические реакторы на основе импульсной короны [1]. Не менее перспективным является применение газового разряда на основе высокоскоростных волн ионизации, распространяющихся с субсветовыми скоростями. Однако работы этого направления находятся еще в стадии теоретических разработок [1]. В Ивановском энергетическом университете разработаны лабораторные установки плазмохимических реакторов на основе скоростных волн ионизации умеренного диапазона [2]. Этот тип разряда представляет собой однородную стримерную корону, в которой распространение разряда от одного электрода к другому происходит за счет специально организованного переходного процесса в виде фронтальной волны ионизации со скоростью порядка 10⁷ см/с [3]. Наличие на фронте волны сильных электрических полей и высокоэнергетичных электронов позволяет осуществлять ионизацию и возбуждение молекул газа без заметного их разогрева. Высокая однородность и высокая скорость заполнения разрядного промежутка химически активной плазмой позволяют рассматривать этот тип разряда как новый, весьма перспективный способ активации газов в плазмохимических реакторах различного назначения.

© В.С. Каекин, Д.В. Мешалкин, В.К. Семенов, 2000



Рис.1. Схема реактора: 1 - заземленный электрод; 3 - источник питания

Объектами исследования были лабораторные модели реакторов цилиндрического и прямоугольного сечений.

Первая модель (рис.1) представляла собой цилиндрический газоразрядный элемент с длиной активной зоны 700 мм и диаметром проходного сечения 320 мм. Центральный "поджигающий" высоковольтный электрод 2 подключался инициирующий электрод; 2 - высоковольтный К ОТРИЦАТЕЛЬНОМУ ПОЛЮСУ ИСТОЧНИКА ВЫСОКОГО напряжения постоянного тока 3, тогда как на-

ружный электрод 1, инициирующий волны ионизации, был заземленным. Фронтальные волны ионизации создавались системой с двойным разрядом, имеющей специальную конструкцию заземленного анода [3].

Второй моделью являлся двухканальный элемент с подачей газа вдоль электродов. Принципиальная схема реактора аналогична представленной на рис.1. Длина активной зоны равнялась 700 мм, проходное сечение - 300×300 мм². Центральный отрицательный высоковольтный "поджигающий" электрод был двухстороннего действия, а наружные электроды - аноды, инициирующие волны ионизации соединялись с землей. Боковые стенки аппарата были выполнены из прозрачного оргстекла.

Третья модель, принципиальная схема электрических соединений которой приведена на рис.2, представляла собой блок кассетных элементов с подачей газа перпендикулярно электродам, в которых для прохода газа были просверлены специальные отверстия диаметром 10 мм с шагом 20 мм. Блок содержал три кассеты высоковольтных поджигающих электродов и четыре кассеты заземленных электродов. Площадь каждого электрода - 300×300 мм², межэлектродное расстояние 110 мм.

Для получения сформированного потока каждый из испытуемых аппаратов включался в середину газопровода, полная длина газового тракта которого вместе с аппаратом составляла 3 м. Экспериментальные исследования выполнены с использованием атмосферного воздуха, который подавался при помощи вентилятора с последующим выбросом в атмосферу. Расход воздуха регулировался задвижкой, поставленной в вытяжном канале. Во всех экспериментах определялись удельная мощность, введенная в активную зону реактора, профиль скоростей и температур на выходе реактора, концентрация озона и зависимость температуры газа вблизи стенки реактора от продольной координаты. Электрическое питание разрядных элементов осуществлялось от генератора постоянного тока мощностью 10 кВт с регулируемым напряжением до 150 кВ. Удельная мощность, представляющая собой отношение потребляемой электрической мощности реактора к объе-

му активной зоны, определялась по вольтамперной характеристике: напряжение измерялось при помощи киловольтметра и шарового разрядника, а ток - при помощи миллиамперметра, включенного в цепь заземленных электродов. Температура и расход газа определялись при помощи датчиков, имеющих выход на термоанемометр. Абсолютная погрешность измерений составляла 0,1 °С. Измерения концентрации озона производились стандартным методом ультрафиолетовой спектроскопии с точностью 0.1 мг/м³.



Рис.2. Схема электродных соединений кассетного реактора: 1- группа катодов; 2 - группа анодов; 3 - источник питания



Рис.3. Зависимость удельной мощности от напряжения: 1 - в цилиндрическом реакторе, 2 - в продольном двухканальном реакторе, 3 - в трехкассетном, 4 - в однокассетном



Рис. 4. Зависимость перепада температуры от продольной длины реактора

Некоторые результаты эксперимента показаны на рис. 3-5. Зависимости удельной мощности, подведенной к активной зоне реактора, от приложенного напряжения представлены на рис.3. Полученные экспериментальные зависимости показывают, что энергетические характеристики разрабатываемых нами реакторов укладываются в диапазон соответствующих характеристик реакторов импульсной стримерной короны. Однако наши реакторы выгодно отличаются от последних более полным заполнением объема реактора химически активной плазмой и более простыми и надежными в эксплуатации источниками питания. Питание реакторов фронтальных волн ионизации осуществляется от высоковольтных источников постоянного тока, тогда как питание реакторов импульсной короны осуществляется от высоковольтных кабельных генераторов наносекундного диапазона, надежность эксплуатации которых весьма проблематична [1].

Зависимость перепада температуры между входом в реактор и точкой наблюдения от продольной координаты активной зоны для цилиндрического и кассетного реакторов при расходе воздуха, равном 0,1 м³/с, и удельной мощности, равной 30 кВт/м³, представлены на рис.4. Результаты эксперимента подтверждают установленный ранее теоретически линейный закон роста температуры в зависимости от продольной координаты реактора [4]. Согласно этому закону угол наклона прямых для всех реакторов с адиабатическими стенками при одинаковых удельных энерговкладах в разряд и одинаковых расходах газа должен быть одинаков. Результаты эксперимента позволяют использовать установленный закон для расчета кинетики плазмохимических реакций в пространственно неоднородной среде реактора.



Рис. 5. Зависимость производительности по озону от удельной мощности реактора:1 - цилиндрический реактор, 2 - продольный двухканальный реактор, 3 - трехкассетный, 4 - однокассетный

По результатам измерения концентрации озона и вольтамперных характеристик на рис. 5 построены расчетные графики зависимости производительности указанных реакторов по озону, полученному из атмосферного воздуха, от удельной мощности разряда при одинаковом для всех реакторов расходе воздуха, равном 0,1 м³/с, и удельной мощности, равной 30 кВт/м³.

Поскольку линейный закон роста производительности установлен для всех конструкций, то можно сказать, что этот закон в большей степени обусловлен типом разряда, тогда как угол наклона, а стало быть, и абсолютное значение производительности, определяются конструкцией аппарата. Следует заметить, что обычные генераторы озона (барьерные озонаторы) требуют принудительного водяного охлаждения и предварительного обеспыливания и осушки воздуха путем его охлаждения до -50 °C. Стоимость аппаратурного оформления этого процесса составляет порядка 80% от стоимости всей установки.

При одинаковом с барьерными озонаторами удельном выходе озона (порядка 60 г/кВт·ч) наши реакторы, имеющие более простую и более надежную по сравнению с барьерными озонаторами конструкцию и не требующие никакой предварительной подготовки воздуха, являются сравнительно недорогими аппаратами. Однако предлагаемые нами реакторы, ориентированные, в первую очередь, на применение в системах газоочистки, не могут применяться в технологических процессах, требующих высококонцентрированного озона. Имея межэлектродное расстояние порядка 10-20 см, они позволяют получать озоновоздушную смесь со сравнительно невысокой концентрацией озона (до 1 г/м³), тогда как барьерные озонаторы, имеющие на два порядка меньшее межэлектродное расстояние (1-2 мм), позволяют получать концентрации озона порядка 50 г/м³.

Литература

1. Валуев А.А., Каклюгин А.С., Норман Г.Э.и др. Радиационно-плазмохимические методы очистки дымовых газов// ТВТ.- 1990.- Т.28.- №5.- С.995-1008.

2. *Семенов В.К*. Озонаторы-реакторы факельной короны// Проблемы энергосбережения.-1994.- № 2-3.- С. 89-94.

3. Семенов В.К. Ктеории факельной короны// Электричество.-1997.-№6.-С.19-22.

4. *Семенов В.К.* К вопросу теплообмена в вертикальных каналах газоразрядных аппаратов // ТВТ.- 1998.- №3, т. 36.- С. 503-507.

Поступила в редакцию 29.11.99.

УДК 51-74:532.542.4

ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАСХОДА ПО МАКСИМАЛЬНОЙ СКОРОСТИ И ПЕРЕПАДУ ДАВЛЕНИЯ

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

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск

Предлагается и обосновывается новый способ определения расхода при турбулентном течении в трубах по измеренным значениям максимальной скорости и перепаду давления. Получена одинаковая по структуре формула для расхода при использовании четырех различных классических распределений скорости. Дана ее геометрическая интерпретация. Уточнена связь между максимальной и средней скоростями, на основе которой экспериментально подтверждена возможность нахождения расхода только по измеренной максимальной скорости методом последовательных приближений.

введение

Ρ

Точное определение расходов при турбулентном течении в трубах до настоящего времени остается проблемой в связи с неоднозначностью связи между максимальной и средней расходной скоростями.

В гидравлически гладких каналах происходит значительное «расслоение» безразмерных профилей скорости с изменением числа Рейнольдса, а для неизменного числа Рейнольдса «расслоение» связано с изменением характера шероховатости [1]. Поэтому при разработке новых способов определения расходов предпочтительно использовать зависимости для распределения скоростей, справедливые как для гладких, так и для шероховатых каналов.

С технической стороны это должны быть устройства, вызывающие минимальные сопротивления в потоке, т.к. при больших объемных расходах сопротивление устройств требует значительных дополнительных мощностей насосов. Наконец, для практического использования нужны способы, требующие минимального числа измеряемых параметров.

Предлагаемый ниже новый способ определения расхода разработан с учетом оптимального выполнения названных требований.

ПОЛУЧЕНИЕ РАСЧЕТНОЙ ЗАВИСИМОСТИ ДЛЯ РАСХОДА И ЕЕ ГЕОМЕТРИЧЕСКАЯ ИНТЕРПРЕТАЦИЯ

Универсальные зависимости для распределения скоростей, справедливые для гладких и шероховатых каналов, включают в себя максимальную и динамическую скорости, поэтому будем исходить, прежде всего, из необходимости измерения максимальной скорости на оси трубы. Поскольку действительное распределение скоростей определяет напряжение трения на стенке τ_w , от которого, в свою оче-

[©] Е.Ф. Авдеев, В.В. Большунова, А.В. Виноградов, 2000

редь, зависит динамическая скорость

$$u_{\star} = \sqrt{\frac{\tau_{w}}{\rho}} \tag{1}$$

и перепад давления Δp на длине L

$$\tau_{w} = \frac{\Delta p}{L} \frac{a}{2}$$
(2)

(а – радиус трубы), возникает также необходимость в измерении перепада давления.

Из (1) и (2) следует связь динамической скорости и перепада давления

$$u_{\star} = \sqrt{\frac{\Delta pa}{2L\rho}} \,. \tag{3}$$

Таким образом, в отличие от существующих способов измерения расхода [2-4] повышение точности определения расхода может быть достигнуто за счет того, что действительный профиль скорости по сечению трубопровода может учитываться опосредованно через измерение максимальной скорости и перепада давления.

Вначале из логарифмического распределения скоростей, справедливого как для гладких, так и для шероховатых труб [1], находим локальное значение скорости и:

$$u = u_{max} - 5.75u_* \lg \frac{a}{a - r}, \qquad (4)$$

где u_{max} - максимальная скорость на оси трубопровода, r – текущий радиус.

Выражение для расхода получим в результате интегрирования выражения

$$Q = \int_{0}^{a} 2\pi r u dr$$
 (5)

после подстановки в него зависимости (4) для скорости.

Получение интеграла осложняется при подстановке верхнего предела r = а в полученную первообразную

$$Q = lga \frac{r^{2}}{2} \bigg|_{0}^{a} - \frac{1}{ln10} \bigg(\frac{(a-r)^{2}}{2} ln(a-r) - a(a-r) ln(a-r) - \frac{(a-r)^{2}}{4} + a(a-r) \bigg) \bigg|_{0}^{a}, \quad (6)$$

что преодолевалось следующим образом: в верхний предел подставлялась величина r = a - ε , где $\varepsilon \ll a$; на участке от (a - ε) \leq r \leq a учитывался ламинарный подслой с линейным распределением скоростей. При сравнении значений расхода, полученных с учетом ламинарного подслоя, и значений расхода, где пренебрегали величинами ε и ε^2 как достаточно малыми, погрешность составила 0.01%. Неопределенности ε lg ε и ε^2 lg ε , раскрытые по правилу Лопиталя, при $\varepsilon \rightarrow 0$ приняты равными нулю.

В результате выражение для расхода принимаем в следующем виде:

$$Q = \pi a^{2} (u_{max} - 5.75^{*} 1.5^{*} lge^{*} u_{*}).$$
⁽⁷⁾

Перемножая все известные численные значения и подставляя выражение для динамической скорости (3) в (7), получаем

$$Q = \pi a^{2} \left(u_{max} - 2.6487 \sqrt{\frac{\Delta pa}{L\rho}} \right).$$
(8)

В другом случае выражение для расхода было найдено при использовании классического профиля Дарси в центральной части трубы (до 0.6а)

$$\frac{u_{max} - u}{u_{\star}} = 5.08 \left(1 - \frac{y}{a} \right)^{3/2}, y = a - r,$$
(9)

а ближе к стенке - логарифмической зависимости. В этом случае получили выражение для расхода

$$Q = \pi a^{2} \left(u_{max} - \left(\frac{5.08 * 4 * 0.6^{\frac{7}{2}}}{7} + 5.75 * (0.72 * lge - 0.64 * lg0.4) \right) * u_{*} \right), \quad (10)$$

которое после преобразования принимает вид

$$Q = \pi a^2 \left(u_{max} - 2.6503 \sqrt{\frac{\Delta pa}{L\rho}} \right), \tag{11}$$

практически не отличающийся от выражения (8).

Исходя из распределения скоростей по Карману

$$\frac{u_{\max} - u}{u_{\star}} = -\frac{1}{\chi} \left[ln \left(1 - \sqrt{\frac{r}{a}} \right) + \sqrt{\frac{r}{a}} \right], \qquad (12)$$

где χ - универсальная постоянная турбулентности, была также найдена зависимость для расхода

$$Q = \pi a^2 \left(u_{\text{max}} - 1.2833 \frac{u_*}{\chi} \right).$$
 (13)

При χ = 0.4 имеем

$$Q = \pi a^{2} \left(u_{max} - 2.2686 \sqrt{\frac{\Delta p a}{L \rho}} \right).$$
 (14)

Известно, что наиболее точно непрерывное распределение скоростей в трубах описывается формулой Рейхардта [5]

$$\frac{u}{u_{\star}} = 2.5 \ln \left(\frac{1.5 (1+0.4y^{+})(1+R)}{1+2R^{2}} \right) + 7.8 \left[1 - e^{-\frac{y^{+}}{11}} - \frac{y^{+}}{11} e^{-0.33y^{+}} \right], R = \frac{r}{a}, y^{+} = \frac{(a-r)u_{\star}}{v}, (15)$$

где v - кинематическая вязкость.

После приведения (15) к виду $\frac{u_{max} - u}{u_{\star}}$ и последующего выражения локальной

скорости в результате интегрирования, по аналогии с предыдущими случаями, получено следующее выражение для расхода:

$$Q = \pi \left(u_{max} a^{2} - 2 \left[\frac{2.06a^{2}u_{\star} + 95.44v a - 6.25v \left(\frac{1.25v}{u_{\star}} + a\right) ln \left(1 + \frac{0.4au_{\star}}{v}\right) - \frac{948.86v^{2}}{u_{\star}} + \left(\frac{943.8v^{2}}{u_{\star}} - 3.9a^{2}u_{\star}\right) e^{-\frac{au_{\star}}{11v}} + \left(6.51v a + \frac{39.46v^{2}}{u_{\star}} - \frac{0.35a^{3}u^{2}_{\star}}{v}\right) e^{-\frac{0.33au_{\star}}{v}} \right] \right), (16)$$

где и∗ находится через перепад давления по формуле (3).



Рис.1. Геометрическая интерпретация формул для расхода

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА СПОСОБА

Устройство, реализующее способ, схематично изображено на рис.2.

По оси трубопровода Т установлена трубка Пито для определения максимальной скорости

$$u_{max} = \sqrt{\frac{2(p_0 - p)}{\rho}}$$
, (17)

Полученным четырем формулам (8), (11), (14) и (16) можно дать одинаковую геометрическую интерпретацию (рис.1). Первое слагаемое $\pi a^2 u_{max}$ представляет собой объем цилиндра радиуса а и длиной, равной u_{max} , а вторые сла-

гаемые, зависящие от перепада давления, - объем заштрихованной части, что геометрически доказывает связь действительного распределения скорости с перепадом давления (даже при одной и той же максимальной скорости).

где p₀ - давление торможения на оси трубопровода, p - статическое давление в этом же сечении.

Перепад давления Δp на длине L измеряется на участке трубы, имеющем диаметр, одинаковый с диаметром сечения, где измеряется максимальная скорость.

Предложенный способ был апробирован с использованием данных, полученных при проведении ряда экспериментов на стенде «Циркуляционная петля» кафедры «Теплофизика» ИАТЭ. Расход воды в контуре определялся предложенным способом и с помощью выполненной по ГОСТ трубы Вентури. Результаты экспериментов показали, что расход, определяемый по максимальной скорости и перепаду давления, отличается от расхода, измеренного по трубе Вентури, в среднем не более, чем на 5%. Из полученных зависимостей (8), (11), (14) и (16) наиболее точными являются выражения (11) и (16).

Из выражения для расхода (11) можно получить связь между максимальной и средней скоростями при турбулентном течении. Достаточно подставить в левую и правую части (11) расход и перепад давления, выраженные через среднюю скорость, чтобы получить

$$u_{max} = u_{cp} (1 + 1.32515\sqrt{\lambda}),$$
 (18)



Рис.2. Устройство для определения расхода

где λ - коэффициент сопротивления трения; отсюда

$$u_{cp} = \frac{u_{max}}{1 + 1.32515\sqrt{\lambda}} \,. \tag{19}$$

Формула (19) совпадает с аналогичным выражением, приведенным в справочнике [5], но с уточненным значением численного коэффициента при $\sqrt{\lambda}$.

Например, при λ = 0.02 формула (19) дает $\frac{u_{max}}{u_{cp}}$ =1.1869, что находится в пря-

мом соответствии с общепринятыми значениями отношения $\frac{u_{max}}{u_{co}}$, уменьшающи-

мися с ростом числа Re от 1.3 при (Re \approx 5000) до 1.15 при сравнительно больших числах Re (Re \approx 3*10⁶).

Из полученной зависимости (19) следуют дополнительные выводы.

1. Чтобы определить расход для гидравлически шероховатых каналов, достаточно измерить максимальную скорость при известной средней величине бугорка шероховатости k, т.к. коэффициент сопротивления трения λ в этом случае зависит только от относительной шероховатости k/a.

2. Для гидравлически гладких каналов расход также можно определить и без измерения перепада давления только по измеренному значению u_{max} , применив метод итераций. В нулевом приближении принимается некоторое значение λ (например, 0.02), с которым по формуле (19) рассчитывается средняя скорость в нулевом приближении, а по ней в нулевом приближении рассчитывается число Re⁰. По значению числа Re определяется λ , по формуле (19) – средняя скорость и число Re в первом приближении и т.д. до тех пор, пока значения средней скорости не совпадут с заданной степенью точности. По найденному значению средней скорости определяется расход.

Этот прием был применен к опытным данным, полученным для максимальной скорости в восьми экспериментах на стенде «Циркуляционная петля», и показал более чем хорошие результаты.

В табл. 1 приведены значения расходов, найденные по измеренным значениям максимальной скорости и перепаду давления по формуле (11) и только по измеренной максимальной скорости, когда средняя скорость находилась методом итераций по формуле (19). Видно, что отличие в расходах не превышает 2%, что на-

	По формуле (11)				По формуле(19)			
	Umax, м/c	∆р, Па	Q, м ³ /с	u _{ср} , м/с	Re	λ	U _{ср} , м/с	Q, м ³ /с
1	1.665	1471.0	0.00284	1.444	63086.2	0.01996	1.402	0.00275
2	1.874	2206.5	0.00315	1.603	71164.6	0.01937	1.582	0.00311
3	2.284	2942.0	0.00387	1.972	87089.8	0.01842	1.936	0.00380
4	2.495	3922.7	0.00419	2.134	95285.1	0.01801	2.118	0.00416
5	2.815	5148.5	0.00472	2.402	107799.0	0.01738	2.396	0.00471
6	2.888	4413.0	0.00492	2.506	110650.0	0.01729	2.460	0.00483
7	3.141	5638.8	0.00532	2.709	120475.1	0.01701	2.678	0.00526
8	3.249	6129.2	0.00550	2.799	124695.4	0.01690	2.772	0.00544

Таблица 1

ходится в пределах погрешности измерений, причем разница в расходах уменьшается с ростом числа Рейнольдса.

Литература

1. Шлихтинг Г. Теория пограничного слоя. – М.: Наука, 1974.

2. Кремлевский П.П. Расходомеры и счетчики количества. – Л.: Машиностроение, 1989.

3. Авторское свидетельство СССР № 206850, кл. G 01F 1/37, 1967.

4. Авторское свидетельство СССР № 317902, кл. G 01F 1/37, 1971.

5. *Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П*. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). - М.: Энергоатомиздат, 1990.

Поступила в редакцию 10.01.2000.

УДК 621.039.586:536.42

МОДЕЛЬ ПЕРЕМЕЩЕНИЯ И ЗАТВЕРДЕВАНИЯ РАСПЛАВЛЕННОГО ТОПЛИВА В КАНАЛАХ ПОД АКТИВНОЙ ЗОНОЙ ПРИ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА*

<u>Г.Н. Власичев</u>

P

Нижегородский государственный технический университет, г. Н. Новгород

Разработана модель перемещения и затвердевания расплавленного топлива в каналах для прохода теплоносителя в торцевой зоне воспроизводства при тяжелой аварии с расплавлением активной зоны, являющаяся комбинацией моделей теплопроводности и объемного застывания с учетом сужения канала и увеличения вязкости движущегося расплава. В ней рассматривается динамика изменения как толщины твердой корки в канале, так и глубины проплавления материала канала. Получены численные результаты по длине проникновения расплава оксида алюминия в кварцевые трубы разного диаметра в условиях экспериментов THEFIS, согласующиеся с экспериментальными данными.

При рассмотрении тяжелых запроектных аварий с расплавлением активной зоны реактора на быстрых нейтронах требуется анализ перемещения жидкого топлива в каналах для прохода теплоносителя в торцевых зонах воспроизводства с учетом его затвердевания за счет теплопередачи к имеющим более низкую температуру твэлам до момента полной блокировки каналов. От количества топлива, удалившегося из активной зоны через верхнюю и нижнюю зоны воспроизводства, зависят масса и термическое состояние расплавленного бассейна в активной зоне, влияющие на реактивность.

Имеется ряд физических моделей, описывающих поведение движущегося жидкого топлива в канале, основными из которых являются две: теплопроводности и объемного затвердевания [1]. В модели теплопроводности предполагается, что перемещающаяся жидкость охлаждается за счет передачи тепла теплопроводностью к стенкам канала через растущую на стенках корку из затвердевшей части материала жидкости. Закупорка канала происходит, когда твердая корка полностью перекрывает проходное сечение. В модели объемного затвердевания предполагается, что тепло передается к стенке турбулентным потоком топлива, и на участке, где температура массы топлива становится достаточно низкой, происходит объемное затвердевание топлива, и сечение канала перекрывается образующейся пробкой. При

* Данная работа выполнена при частичной финансовой поддержке Конкурсного центра грантов по фундаментальным исследованиям в области энергетики и электротехники (грант № 84Гр-98)

[©] Г.Н. Власичев, 2000

этом считается, что турбулентность внутри движущейся жидкости предотвращает образование стабильной корки из ее материала на стенке. Остальные модели являются расширениями этих базовых концепций [2].

В настоящей работе представлена модель перемещения и затвердевания расплавленного топлива в межтвэльных (либо в экспериментальных) каналах. Принимаемая модель является комбинацией моделей теплопроводности и объемного затвердевания. В ней рассматривается динамика изменения как толщины твердой корки в канале, так и глубины проплавления материала канала. Решение задачи заключается в определении высотных полей скорости и температуры движущегося расплавленного топлива в канале, температуры в твердой корке топлива и в материале стенок канала, координат границ раздела фаз в топливе и стенках, высотных координат передней и (если имеется) задней кромок в зависимости от времени с начального момента движения горячей жидкости в канале до прекращения движения. Параметры движения жидкого топлива вычисляются с учетом сужения канала за счет блокировки части проходного сечения затвердевающим на стенках материалом и возрастания вязкости расплава по направлению к передней кромке при понижении температуры за точку ликвидуса. В результате расчетов определяются глубина и время проникновения горячего расплава в канале.

В модели предполагается, что движение горячей несжимаемой жидкости происходит под действием силы тяжести, возможного перепада давлений и противодействующей силы трения о стенки канала. При этом постулируется одномерный поток с усредненной по сечению скоростью. Начальная скорость движения расплавленного топлива в канал принимается нулевой, направление - вниз, вверх либо в горизонтальной плоскости. Модель перемещения считается одноканальной и однокомпонентной. Формы профиля поперечного сечения канала для рассмотрения перемещения и затвердевания расплава могут быть трех видов: 1)кольцевой канал вокруг твэла с одной (внутренней) смачиваемой поверхностью; 2)кольцевой канал экспериментальной трубы с осевым стержнем и с двумя (внутренней и внешней) смачиваемыми поверхностями; 3)труба. Профиль поперечного сечения может быть неизменным либо меняющимся по длине канала. В случае переменного профиля канала его участки должны иметь форму одного из вышеуказанных видов. Исходные радиальные размеры канала также могут быть неменяющимися либо переменными по длине канала (или по длине его участков).

Рассматриваются две расчетные схемы перемещения, отражающие соответствующие возможные физические условия: 1)схема с ограниченным количеством расплава (рис. 1а, б, в), в которой перемещение жидкого топлива представляется в виде движущегося вниз кольцевого столбика с перемещающимися передней (в случае TBC - нижней) и задней кромками; 2) схема с неограниченным количеством расплава (рис. 1г, д, е), в которой предполагается, что движение расплава в каналы начинается из образовавшегося прежде бассейна. В этом случае перемещение расплава в самом бассейне не рассматривается, поверхность бассейна. При этом расчетное положение задней кромки перемещающегося расплава (не меняющееся во времени) выбирается ниже поверхности бассейна - вблизи точки входа в канал.

Модель поля температуры в движущемся расплаве также одномерная. Осевой нестационарный профиль усредненной по сечению канала температуры текущей жидкости рассчитывается с учетом теплоотдачи к стенкам канала, в том числе к твердой корке из застывшего на стенках материала (температура на поверхности корки равна температуре затвердевания топлива - температуре солидуса), и с уче-

том объемного тепловыделения в расплаве. В расчете указанного профиля принимается постоянная температура на некотором заданном уровне. В качестве такой исходной точки для расчета поля температуры может быть выбрана нижняя плоскость активной зоны или вход в экспериментальный канал. После прохождения задней кромкой расплава (в случае первой расчетной схемы) указанной точки постулируется адиабатическое условие на задней кромке. Теплоотдача от передней кромки расплава не учитывается.

Нестационарное поле температуры в элементах твэла и образующейся твердой корке топлива на поверхности оболочки определяется отдельно - с учетом теплопередачи от перемещающегося горячего топлива, зависящей от скорости расплава и его температуры. Перенос тепла вдоль высотного направления в элементах твэла и корке не учитывается.

Математически задача перемещения решается гибридным методом. Первоначальное приближенное аналитическое решение уравнений количества движения и неразрывности получено методом сведения к интегродифференциальному уравнению, которое затем решено численно.

Неустановившееся движение жидкости в канале переменного сечения описывается уравнениями гидравлики [3]:

- уравнение неразрывности
$$\frac{\partial(\rho F)}{\partial t} + \frac{\partial(\rho u F)}{\partial x} = \Gamma_m$$
, (1)

- уравнение количества движения $\frac{\partial(\rho uF)}{\partial t} + \frac{\partial(\beta \rho u^2F)}{\partial x} = -F\frac{\partial P}{\partial x} - \rho gF\frac{\partial z}{\partial x} - \tau_0 \Pi$, (2)

где t - время; x - координата, направленная вдоль оси трубы в сторону движения; u, ρ , P - средние в сечении продольная скорость, плотность и давление; g - гравитационное ускорение; $\partial z/\partial x$ - гидравлический уклон (при движении вниз $\partial z/\partial x = -1$, вверх $\partial z/\partial x = +1$, при горизонтальном движении $\partial z/\partial x = 0$); F - площадь сечения канала; П - смоченный периметр; β - поправка Кориолиса на неравномерность распределения скорости; $\tau_0 = (\xi/8) \cdot \rho \cdot u^2$ - величина силы трения, действующей на единицу боковой поверхности; ξ - коэффициент сопротивления течению жидкости в трубе; Γ_m - источник/сток массы. Значения коэффициента сопротивления ξ определяются из закона Гагена-Пуазейля $\xi = \phi_{\pi} \cdot (64/Re)$ при ламинарном режиме либо зависимостью Блаузиуса $\xi = \phi_{\pi} \cdot (0,316/Re^{0,25})$ при вполне развитом турбулентном течении, где $\phi_n u \phi_{\pi}$ - так называемые коэффициенты формы поперечного сечения; Re = $\rho \cdot u \cdot d_r / \mu$ - число Рейнольдса; μ - динамическая вязкость; d_r гидравлический диаметр канала. Величина Re_{ко} принята равной 5000 [4].

После преобразования (2) при условии $\beta = 1$ и с учетом (1) уравнение количества движения принимает вид

$$\frac{\partial u}{\partial t} + u \frac{\partial u}{\partial x} = -\frac{1}{\rho} \cdot \frac{\partial P}{\partial x} - g \frac{\partial z}{\partial x} - \frac{\tau_0 \Pi}{\rho F} - \frac{\Gamma_m u}{\rho F}.$$
(3)

Источниковый член в уравнении неразрывности (1) выражает потери массы из потока за счет ее отложения в образующейся на стенках канала твердой корке (затвердевание части жидкости). Его величина будет равна $\Gamma_m = \rho_s \cdot \partial F(x,t) / \partial t$, где ρ_s - плотность затвердевшего материала, а $\partial F / \partial t$ определяется уравнением (10). В этом случае после интегрирования (1) по части длины потока от задней кромки либо от точки входа в канал поле скорости несжимаемой жидкости по длине канала можно выразить соотношением

$$u(x) = u_1 \cdot \frac{F_1}{F(x,t)} + \frac{\rho_s - \rho}{\rho} \cdot \frac{1}{F(x,t)} \cdot \int_{x_1}^{x} \frac{\partial F(x,t)}{\partial t} \cdot \partial x, \qquad (4)$$

где $x_1 < x \le x_2$; x_1 - координата задней кромки в случае первой расчетной схемы либо точки входа ($x_1 = 0$) в канал в случае второй расчетной схемы; x_2 - координата передней кромки; $u_1 = u(x_1,t)$ - скорость движения задней кромки жидкости либо ее скорость на входе в канал; $F_1 = F(x_1,t)$ - площадь сечения канала на задней кромке либо на входе в канал.

После интегрирования уравнения (3) по длине столба движущейся несжимаемой жидкости с учетом выражения (4) в первом члене левой части (3) это уравнение сводится к интегродифференциальному уравнению

$$\frac{\partial u_{1}}{\partial t} = \frac{1}{\int_{x_{1}}^{x_{2}} \frac{F_{1}}{\partial t} \left(\frac{F_{1}}{F}\right) \partial x - \frac{\rho_{s} - \rho}{\rho} \int_{x_{1}}^{x_{2}} \frac{\partial}{\partial t} \left(\int_{x_{1}}^{x_{2}} \frac{\partial F}{\partial t} \partial x\right) \partial x - \left(\frac{1}{2} \left(u_{1}^{2} - u_{2}^{2}\right) - \frac{1}{\rho} \Delta P - gh \frac{\partial z}{\partial x} - \frac{4}{\rho} \int_{x_{1}}^{x_{2}} \frac{\tau_{0}}{d_{s}} \partial x - \left(\frac{1}{\rho} \int_{x_{1}}^{x_{2}} \frac{\Gamma_{m} u}{F} \partial x\right) dx - \left(\frac{1}{\rho} \int_{$$

где $h = |x_2 - x_1|$ - высота столба перемещающейся жидкости, которая изменяется согласно продвижению передней и задней кромок расплава в канале (в случае первой расчетной схемы и отсутствия застывания жидкости на стенках канала с неизменной по длине площадью проходного сечения эта величина постоянна); ΔP - разность давлений на передней и задней кромках расплава.

Координаты задней (если имеется) и передней кромок определяются соответственно по формулам

$$x_{1}(t) = \int_{0}^{t} u_{1}(t) \cdot dt; \ x_{2}(t) = \int_{0}^{t} u_{2}(t) \cdot dt.$$
(6)

Уравнение энергии по усредненным параметрам из [3] для неустановившегося течения несжимаемой жидкости в канале переменного сечения после упрощения с учетом малости членов кинетической энергии жидкости по сравнению с энтальпийными и малости члена с $\partial P/\partial t$, а также с учетом введения источникового члена, учитывающего источник/сток массы при плавлении/затвердевании твердой корки на стенках канала, запишется в виде

$$\rho \frac{\partial (F \cdot i)}{\partial t} + \rho \frac{\partial (u \cdot F \cdot i)}{\partial x} = -\frac{\partial (q_x F)}{\partial x} + q_0 \Pi + q_v F - \Gamma_m i_w, \qquad (7)$$

где ρ , i, q_x - средние в сечении плотность, энтальпия и осевой кондуктивный тепловой поток; q_v - удельное тепловыделение единицы объема; i_w - энтальпия жидкости у стенок канала с твердой коркой; q₀ - плотность теплового потока к боковым стенкам; q₀= $\alpha_w \cdot (T_w - T_{Lf})$; α_w - коэффициент теплоотдачи от жидкости к стенкам; T_w - температура жидкости у стенок канала; T_{Lf} - средняя в сечении температура расплавленного топлива.

После преобразования левой части (7) с учетом (1) и соотношения i=Jc·dT, где с - удельная теплоемкость, а также других преобразований уравнение энергии получено в виде

$$\alpha \cdot c\rho \frac{\partial T}{\partial t} + \alpha \cdot c\rho \cdot u \frac{\partial T}{\partial x} = \frac{\partial}{\partial x} \left(\alpha \cdot \lambda \frac{\partial T}{\partial x} \right) + \alpha \cdot q'_{v}, \qquad (8)$$

где T - средняя в сечении температура жидкого топлива (индекс Lf здесь опущен); ср - объемная теплоемкость; λ - коэффициент теплопроводности; $\alpha(x,t) = \frac{F(x,t)}{F_0}$;

 $q'_{v} = \frac{4q_{0}}{d_{c}} + q_{v} - \frac{1}{F}\Gamma_{m}c \cdot (T - T_{w})$ - источниковый член; $F_{0} = F(0,0)$ - начальное значе-

ние площади сечения на входе канала.

При понижении температуры в потоке жидкости за точку ликвидуса (T_mf+ Δ T_mf) скрытая теплота фазового превращения в двухфазной зоне учитывается уравнением (8) в величине объемной теплоемкости, определяемой выражением

$$c\rho_{SL} = R_m^f / \Delta T_m^f + \left[c\rho_S \left(T_m^f \right) + c\rho_L \left(T_m^f + \Delta T_m^f \right) \right] / 2,$$

где T_m^f - температура солидуса материала, перемещающегося в канале расплава; ΔT_m^f - разница между температурами ликвидуса и солидуса; R_m^f - скрытая теплота плавления; L, S, SL - индексы жидкой фазы, твердой фазы и двухфазной зоны соответственно.

Величина возрастающей вязкости в двухфазном потоке при объемном застывании рассчитывается для уравнения движения по формуле из [5] $\mu_{SL} = \mu_L \cdot c_1 \cdot (1-a_p)^{c_2}$, где a_p - массовая доля твердых частиц в расплаве; $c_1 = 1$, $c_2 = -4$ при $a_p \le 0.35$; $c_1 = 0.17$, $c_2 = -8.1$ при $a_p > 0.35$. В данной модели величина коэффициента a_p ставится в соответствие с температурой в двухфазной зоне приближенно: $a_p(x,t) = [(T_m^f + \Delta T_m^f) - T(x,t)]/\Delta T_m^f$.

Нестационарное поле температуры в сердечнике твэла, в оболочке и в прилегающей корке из затвердевшего топлива математически описывается одномерным уравнением теплопроводности с введенной δ-функцией

$$[c\rho(r,T) - R_m \delta(T - T_m)] \frac{\partial T(r,t)}{\partial t} = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left[\lambda(r,T) \cdot r \frac{\partial T(r,t)}{\partial r} \right] + q_v(r,t), \quad (9)$$

где r - радиальная координата. Уравнение (9) описывает радиальную передачу тепла в стенках канала (в случае TBC - в оболочке и в сердечнике твэла, а в боковых каналах - и в стенке чехла) и в твердых корках в направлении наибольшего градиента температуры. За счет члена с δ-функцией оно учитывает движение внутреннего фазового фронта (границы плавления) в стенке (начинающееся в оболочке твэла в рассматриваемых условиях с внешней поверхности). Уравнение (9) дополняется граничными условиями (ГУ) в элементах твэла и условиями на твердой корке. Между стенкой и коркой из затвердевшего материала используется ГУ четвертого рода. На внешней поверхности затвердевшего материала используется конвективное условие с учетом выделения/поглощения скрытой теплоты плавления

$$\lambda(\mathbf{r},\mathbf{T})\frac{\partial \mathbf{T}(\mathbf{r},\mathbf{t})}{\partial \mathbf{r}}\Big|_{\mathbf{r}=\mathbf{y}-} + \alpha_{w}(\mathbf{T}_{w}-\mathbf{T}_{Lf}) = \mathbf{R}_{m}^{f}\frac{\partial \mathbf{y}(\mathbf{t})}{\partial \mathbf{t}}, \qquad (10)$$

$$T(y,t) = T_m^f$$

где у - радиальная координата внешней поверхности твердой корки. Рассчитываемая толщина корки используется для определения величин d_r(x,t) и F(x,t), используемых в (5) и (8).

Величина коэффициента теплоотдачи α_w от движущегося топлива к его коркам на стенках канала рассчитывается по формулам из [6].

Для дискретной аппроксимации интегродифференциального уравнения (5) использован метод Рунге-Кутта. Задача теплообмена решается численно. Упрощенное уравнение энергии для движущегося расплава, сведенное к уравнению теплопроводности (8) с конвективным членом, нелинейностью в источниковом члене и дополнительным коэффициентом, учитывающим непостоянство проходного сечения канала по его длине и во времени, и уравнение теплопроводности (9) для стенок канала (в частности, для твэла) и твердых корок на стенках решены методом конечных разностей.

Для расчета параметров движения расплава и его температуры разработана программа TRELM, объединяющая подпрограммы RELM и TRAMS-TRELM. По подпрограмме RELM вычисляются значения скорости по высоте столба движущегося расплава и высотные координаты передней и задней кромок. По подпрограмме TRAMS-TRELM, разработанной на основе усложненной версии подпрограммы TRAMS [7], вычисляются высотные нестационарные распределения температуры в расплаве и значения коэффициента теплоотдачи к твердой корке. Вычисления по указанным подпрограммам проводятся поочередно на каждом шаге по времени. Для расчета нестационарных радиальных распределений температуры в стенках канала (элементах твэла) и в твердой корке и радиальных координат границ раздела фаз в указанных областях используется доработанная версия программы TRAMS-TWEL [8]. Расчеты по программам TRELM и TRAMS-TWEL проводятся раздель-



Рис. 1. Расчетные схемы перемещения расплавленного топлива в межтвэльном канале (а, г), в кольцевом канале (б, д) и в трубе (в, е): а, б, в - первая схема; г, д, е - вторая схема; 1 - топливный сердечник твэла; 2 - сердечник твэла из воспроизводящего материала; 3, 4 - соответственно твердый и расплавленный материал оболочки твэла (а, г), трубы (б, в, д, е), осевого стержня (б, д); 5 - бассейн расплава; 6 - перемещающийся расплав; 7 - твердая корка из затвердевшего расплава; 8, 9 - задняя и передняя кромки перемещающегося расплава соответственно

но, но с использованием данных друг от друга по разработанной итерационной схеме. Обмен данными между TRELM и TRAMS-TWEL производится через файлы данных на диске. При этом выходные данные в такие файлы выводятся в последовательности и формате, соответствующих последовательности и формату чтения другой программой.

Опубликованные результаты экспериментов THEFIS [9] с расплавом оксида алюминия в цилиндрических кварцевых трубах разного диаметра под воздействием небольших перепадов давлений (< 0,1 МПа) позволили оценить физическую точность разработанной расчетной методики. В расчетах с помощью этой методики значения теплофизических параметров принимались равными рекомендованным экспериментаторами и приведенным в [9]. Результаты

расчетов процесса перемещения и затвердевания расплавленного оксида алюминия в кварцевой трубе диаметром 2 мм показаны на рис. 1-4.

На первом шаге вычислений по программе TRELM, проводящихся без учета сужения канала и увеличения вязкости движущегося расплава, получено, что основной прирост скорости расплава происходит за короткий промежуток времени (рис. 2а) - в течение нескольких сотых долей секунды. По мере быстрого роста высоты столба жидкости (рис. 2б) меняющееся соотношение приложенных к увеличивающейся массе силы давления на заднюю кромку, силы тяжести и сил трения, которые растут с увеличением протяженности участка соприкосновения столба жидкости со стенкой трубы и скорости, приводит к обратному (направленному вниз) ускорению и соответствующему некоторому понижению скорости. Температура стенки трубы, рассчитанная по программе TRAMS-TWEL с использованием вышеописанных данных, при соприкосновении с расплавом быстро увеличивается (рис. 3). Однако плавления стенок не происходит, что согласуется с экспериментальными данными. Полная блокировка сечения затвердевшим оксидом алюминия первоначально образуется на расстоянии около 16 см от входа в момент 0,64 с. Передняя кромка расплава к этому времени, принятому здесь за момент остановки движения, достигает высоты 88,7 см. Полученная по упрощенной модели расчетная дистанция проникновения расплава в канал диаметром 2 мм в 3,7 раза превышает экспериментальное значение, равное 23,5 см.

Полученные на втором шаге вычислений по программе TRELM (с учетом рассчитанного по программе TRAMS-TWEL сужения канала твердой коркой на стенке) значения скорости неодинаковы по длине канала. При этом скорость течения на входе в канал выше скорости перемещения передней кромки (рис. 2а). Максимальные же значения достигаются в местах наибольшей блокировки канала. Увеличение силы трения с уменьшением проходного сечения по всей длине столбика жидкости в трубе приводит, в конце концов, к снижению скорости до нулевого значения сначала на передней кромке. В итоге прекращение движения происходит раньше, чем в соответствии с моделью простой теплопроводности. Соответственно дистанция проникновения в канал сокращается до 30,8 см. Причем это происходит при блокировке только части проходного сечения. Максимальная толщина корки составляет 0,76 мм в точке на расстоянии 12 см от входа в трубу.

Вышеописанные промежуточные результаты получены в предположении, что затвердевание расплава происходит в нулевом интервале температуры. Для сопоставления результатов вычислений, получаемых с учетом наличия ненулевого интервала температур плавления, с предшествующими результатами ранее использованное значение температуры плавления оксида алюминия, равное 1827 °С, принимается в качестве точки солидуса. При этом, по-прежнему, полагается, что отложение материала расплава в твердую корку на стенках канала происходит при этой температуре. В таком случае температура потока будет выше этой точки. Часть потока будет охлаждаться ниже верхней границы интервала температур плавления (точки ликвидуса), т.е. эта часть будет представлять собой двухфазный поток, состоящий из жидкого материала и твердых частиц. В соответствии с известной моделью объемного затвердевания (см., например, [5, 10]) вязкость такого потока при определенной доле твердых частиц становится настолько высокой, что поток, в конце концов, останавливается. В реальном потоке, имеющем неравномерный по сечению профиль скорости, остывание жидкости ниже точки ликвидуса может происходить сначала у стенок канала. В предлагаемой модели с усредненными по сечению параметрами принимается, что образование двухфазной области начинается по всему сечению от точки, в которой среднее по сечению зна-



Рис. 2. Скорости перемещения передней и задней кромок (а) и координата передней кромки (б) расплава оксида алюминия в эксперименте THEFIS с диаметром трубы 2 мм: 1, 2, 3, 4 - полученные на первом, втором, третьем и четвертом шагах вычислений по программе TRELM соответственно; сплошные и мелкопунктирные линии - с учетом (со второго шага) и без учета возрастания вязкости расплава соответственно; 5 - экспериментальные данные

чение температуры понижается за точку ликвидуса. Значение температуры ликвидуса оксида алюминия в последующих расчетах принимается равным 1952°С; в таком случае величина интервала температур затвердевания будет равна 125°С величине, являющейся в соответствии с [11] примерно равной указанному параметру в алюминатных системах при 100% содержании окиси алюминия.

В соответствии с результатами, полученными на втором шаге вычислений по программе TRELM с учетом сужения канала твердой коркой на стенке и возраста-

ния вязкости расплава при понижении его температуры за точку ликвидуса, температура на передней кромке расплава понижается до точки ликвидуса к моменту 0,041с. Через некоторое время вязкость части потока понижается достаточно для того, чтобы появилось видимое на рис.2а отличие скоростей на концах потока от скоростей, рассчитанных без учета возрастания вязкости. В результате скорость на передней кромке понижается до нулевого значения к моменту 0,305 с значительно быстрее соответствующего результата предшествующих расчетов без учета возрастания вязкости. Дистанция проникновения в канал сокращается до 21,8 см (рис.2б). Значения температуры в расплаве, показанные на рис.4а, при ее понижении за точку ликвидуса уменьшаются намного меньше, чем в предшествующих вычислениях благодаря большей теплоемкости материала, в эффективной величине которой учитывается скрытая теплота фазового перехода. К моменту остановки потока величина вязкости увеличивается на два порядка, преимущественно вблизи передней кромки (рис.4б). Прекращение движения сначала на передней кромке (рис.4в) происходит при блокировке еще меньшей части проходного сечения (рис.4г). Мак-



Рис. 3. Температура на поверхностях трубы и корки затвердевшего расплава в эксперименте THEFIS с диаметром трубы 2 мм: сплошные кривые - в точке входа (z = 0); пунктирные кривые - в месте наибольшей блокировки проходного сечения трубы (z = 16 см); 1 - температура затвердевания оксида алюминия (на границе движущегося расплава; 2 - температура затвердевания оксида алюминия (на границе движущегося расплава с твердой коркой); 3 - температура на границе внутренней поверхности трубы с твердой коркой; 4 - температура на наружной поверхности трубы

Известия вузов • Ядерная энергетика • №2 • 2000



Рис. 4. Высотные профили температуры (а), вязкости (б) и скорости (в) перемещающегося расплава окиси алюминия, полученные на втором шаге вычислений по программе TRELM с учетом возрастания вязкости расплава, и координаты фронта затвердевания в трубе по радиусу и высоте (г), полученные на втором шаге вычислений по программе TRAMS-TWEL, в эксперименте THEFIS с диаметром трубы 2 мм: 1, 2, 3, 4 - t = 0,05, 0,1, 0,2, 0,305 с; пунктирные линии - температура ликвидуса и солидуса (а) и внутренний и наружный радиусы трубы (г)

симальная толщина корки составляет 0,41 мм в точке на расстоянии 16 см от входа в трубу.

Разработанная методика не позволяет достаточно корректно описывать последующий ход во времени процесса затвердевания неподвижного материала в ка-

нале. После остановки потока жидкий и, ближе к передней кромке, 100 двухфазный материал неизбежно окончательно затвердеет по всему своему объему в трубе, что и имело место в экспериментах THEFIS. 70

На последующих шагах вычислений по программам TRELM и TRAMS-TWEL полученные значения длины проникновения расплава в трубу равны 23,5 и 22,9 см в моменты 0,47 и 0,35 с соответственно.

Настоящие численные результаты демонстрируют сходимость выбранной вычислительной схемы. Уже после второго шага вычислений по программе TRELM значение длины проникновения меняется слабо. Отличие же значений времени остановки потока намного большее, т.е. сходимость



Рис. 5. Координата передней кромки расплава оксида алюминия в эксперименте THEFIS: 1 - с диаметром трубы 2 мм; 2 - с диаметром трубы 3 мм; 3 - с диаметром трубы 4 мм; I - расчетные данные по методике настоящей работы; II - экспериментальные данные; III - расчетные данные по программе TRACRUF; IV - расчетные данные по программе PLUG

по данному параметру более медленная. К тому же полученные значения времени остановки потока больше отличаются от экспериментальных данных. Полученные на третьем шаге вычислений по программе TRELM значения длины проникновения и времени остановки потока отличаются от значений, полученных на предыдущем шаге, на 8 и 56% соответственно, на четвертом шаге - на 2,5 и 26%. От экспериментальных данных значения длины проникновения и времени остановки, вычисленные на четвертом шаге, отличаются на 2,5 и на 57% соответственно.

Численные результаты, полученные по предлагаемой методике с использованием четырех итераций, в сравнении с результатами других методик расчета рассматриваемого процесса, приведенными в [9], показаны на рис.5. Видно, что значения длины продвижения, полученные по предлагаемой модели при принятых значениях теплофизических параметров, более близки к экспериментальным данным. Однако с помощью кодов TRACRUF и PLUG более точно описывается ход процесса во времени, но тоже, как и по кодам TRELM и TRAMS-TWEL, намного опережая реальное течение процесса.

Таким образом, численные результаты, полученные по разработанной расчетной методике для схемы с неограниченным количеством расплава, удовлетворительно согласуются с данными экспериментов THEFIS с оксидом алюминия в трубах разного диаметра и расчетными данными других методик. При использованных значениях теплофизических параметров отличие между расчетными и экспериментальными значениями длины проникновения расплава в трубу составляет 2,5-10,5%. Отличие между соответствующими значениями времени остановки потока составляет 38-57%.

Литература

1. Уолтер А., Рейнольдс А. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах. Пер. с англ. - М.: Энергоатомиздат, 1986. - 624 с.

2. *Best F.R., Wayne D., Erdman C.* A Fuel Freezing Model for Liquid-Metal Fast Breeder Reactor Hypothetical Core Disruptive Accidents // Nuclear Science and Engineering. - 1985. - № 89. - P.49-60.

3. Гинзбург И.П. Прикладная гидрогазодинамика. - Л.: Изд-во ЛГУ, 1958.

4. Боришанский В.М., Кутателадзе С.С., Новиков И.И., Федынский О.С. Жидкометаллические теплоносители. - М.: Атомиздат, 1967. - 296 с.

5. Propagation of the Molten Fuel out of a Faulted Subassembly: the SCARABEE Programme and the Supporting Experiments - Preliminary Results and Analysis / M. Schwarz, K. Miller, B. Duret, G. Berthoud, R.B. Tattersall. - Science and Technology of FAST REACTOR SAFETY: Proc. of an intern. conf. held in Guernsey on 12-16 May 1986. - BNES, London, 1987. - V. 1. - P.257-262.

6. *Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П*. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы)/*Под общей ред. П.Л. Кириллова.* - М.: Энергоатомиздат, 1984. - 296 с.

7. *Власичев Г.Н.* Метод численного решения одномерных задач Стефана двух типов // ИФЖ. - 1993. - Т. 65. - № 3. - С.332-340.

8. *Власичев Г.Н.* Комплекс программ расчета аварийных процессов с плавлением внутрикорпусных материалов быстрого реактора//Атомная энергия. - 1994. - Т. 76. - Вып. 6. - С. 459-465.

9. *BenuzziA., BiasiL*. Sensitivity of Penetration Lengths of Molten Aluminium in Quartz-Glass Tubes // Science and Technology of FAST REACTOR SAFETY: Proc. of an international conference held in Guernsey on 12-16 May 1986. - BNES, London, 1987. - V. 2. - P.329-333.

10. *Peppler W., Kaiser A., Will H.* Freezing of a Thermite Melt Injected into an Annular Channel // Exper. Thermal and Fluid Science. - 1988 - P.335-346.

11. Диаграммы состояния силикатных систем. Справочник (Вып. 1. Двойные системы). - Л.: Наука, 1972.

Поступила в редакцию 28.02.2000.

УДК 621.039.59

Ρ

СЖИГАНИЕ ПЛУТОНИЯ В СИСТЕМЕ РЕАКТОРОВ ВВЭР И БН ПРИ ЕГО РЕЦИКЛИРОВАНИИ^{*}

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

Нижегородский государственный технический университет, г. Н. Новгород

В статье рассмотрены различные схемы циркуляции плутония в действующих реакторах ВВЭР и БН. Исследованы варианты циркуляции плутония в замкнутом топливном цикле по раздельной схеме (реактор каждого типа использует только тот плутоний, который в нем нарабатывается) и в симбиозной системе ВВЭР-РБН. Выполнены расчеты выгорания плутония для представленных схем. Показано, что многократное использование плутония наиболее эффективно в системе реакторов различного типа. Наличие реакторов на быстрых нейтронах в системе позволяет улучшить использование плутония в реакторов на тепловых нейтронах.

В условиях избыточности производимого плутония становится актуальной задача эффективной его утилизации в энергетических реакторах существующих типов. Это возможно в замкнутом топливном цикле при многократном возврате несгоревшего плутония в активные зоны реакторов, т. е. при его рециклировании. По-видимому, в этом процессе должны участвовать реакторы как на тепловых, так и на быстрых нейтронах [1]. Реактор каждого типа имеет свои специфические особенности, которые могут быть использованы при оптимизации процесса утилизации плутония. Ниже рассмотрены две схемы циркуляции плутония в реакторах типа ВВЭР и БН.

По первой схеме реактор каждого типа использует только тот плутоний, который в нем нарабатывается (рис.1). Реактор БН переводится из режима размножителя в режим сжигателя путем отказа от размещения в экранах сырьевых материалов (урана или тория) и замены их на нейтральные (например, сталь и натрий). Исключение урана из состава активной зоны вызовет существенное ухудшение эксплуатационных характеристик реактора и поэтому здесь не рассматривается. Для РБН средней мощности (БН-600, БН-800) внутренний коэффициент воспроизводства меньше единицы, следовательно, активная зона является сжигателем плутония. Для увеличения скорости сжигания этот коэффициент может быть несколько уменьшен за счет снижения содержания ²³⁸U (уменьшение диаметра твэлов, введение разбавителя) при условии сохранения скорости снижения реактивности при выгорании и других эксплуатационных характеристик на приемлемом уровне.

Эксплуатируемые ныне реакторы ВВЭР могут быть переведены на частичную загрузку уран-плутониевым (МОХ) топливом (рис.16) при определенной их модер-

[©] А.В. Петров, С.Г. Усынина, В.А. Чирков, 2000

^{*}Работа поддержана грантом Минобразования РФ№215 по исследованиям в области ядерной техники



низации [2] как это сделано на некоторых западно-европейских PWR. В этом случае интенсивность сжигания плутония из внешнего источника будет определяться вкладом МОХзоны в суммарную мощность реактора. В перспективе, по-видимому, возможен перевод части реакторов типа ВВЭР на МОХ-топливо (рис.1в).

Рис. 1. Потоки плутония в замкнутом топливном цикле по первой схеме (раздельные циклы): 🖂 - переработка и рефабрикация твэлов; → - из внешних источников

По второй схеме (рис.2) в активной зоне БН используются комбинированные тепловыделяющие сборки [3], в которых компонуются как твэлы без урана, так и твэлы без плутония, обозначенные на рис.2 соответственно как топливные (ТЭ) и сырьевые элементы (СЭ). Они перерабатываются раздельно, и потоки плутония из них не смешиваются. Не сгоревший за кампанию плутоний из ТЭ возвращается в новые твэлы этого типа. Туда же идет поток плутония из отработавшего топлива ВВЭР как урановой, так и МОХ-зоны. Отработавшее топливо из СЭ РБН может идти почти без корректировки состава (кроме очистки от продуктов деления) на загрузку МОХ-зоны ВВЭР. Об этом свидетельствует приемлемый для ВВЭР диапазон обогащения урана плутонием в отработавших СЭ РБН (рис.3). Важно отметить, что доля делящихся изотопов (²³⁹Pu, ²⁴¹Pu) в этом плутонии не ниже 90%.

Были выполнены расчеты выгорания плутония для рассмотренных выше схем. В качестве прототипов выбраны реакторы БН-800 и ВВЭР-1000. Предполагалось, что при переработке отделяются продукты деления и малые актиниды.

Для расчета РБН использовалась программа SYNTES с константами БНАБ-78, а для расчета ВВЭР - программа WIMS/D4 с собственной библиотекой констант. Результаты расчетов позволяют сделать следующие выводы.

Работа в режиме 1a (рис.1) дает возможность сжигать плутоний любого состава при любом количестве циклов. При этом уже после двух-трех циклов практически устанавливается равновесный «собственный» состав выгружаемого из активной зоны плутония. В дан-

активной зоны плутония. В данном случае этот состав определяется плутониевым вектором (0.8; 72.9; 21.7; 3.5; 1.2), компоненты которого определяют содержание в % ²³⁸Pu, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu, ²⁴²Pu соответственно при подпитке энергетическим плутонием, извлекаемым из уранового топлива реактора ВВЭР, с вектором (0.5; 60; 24.5; 10.9; 4.1). Дополнительно можно отметить, что режим 1а допускает неполную очистку перерабатываемого топлива от продуктов деления и от малых актинидов. Последние



Рис. 2. Потоки плутония в совместном топливном цикле ВВЭР и РБН: - - альтернативные варианты

эффективно выгорают в жестком спектре нейтронов.

Сжигание плутония по схемам 16 и 1в характеризуется постоянным ухудшением вектора плутония, т.е. уменьшением доли делящихся изотопов ²³⁹Ри и ²⁴¹Ри от цикла к циклу. Так, использование энергетического плутония с вектором (1.8; 55.6; 21.87; 14.5; 6.3) в загружаемом МОХ-топливе водо-водяного реактора до выгорания 33 МВт сут./кг снижает долю делящихся изотопов с 70 до 56%, а при выгорании 50 МВт сут./кг - до 47%.

Расчет ВВЭР-1000 проводился на уровне элементарной ячейки. Определялось необхо-

АЗ РБН димое обогащение топлива из условия сохранения среднего за кампанию Kinf. Исходное значение Kinf соответствует использованию уранового топлива с обогащением 4% до выгорания 35 МВт.сут./кг. Предполагалось, что плутоний из предыдущего цикла концентрируется в твэлах без подмешивания к нему плутония из внешних источников и разбавляется ²³⁸U в степени, сохраняющей исходное зна-



Рис. 4. Зависимость обогащения загружаемого МОХ-топлива ВВЭР от номера цикла (одному циклу соответствует Тэфф = 800 сут. пребывания в активной зоне)



Рис. 5. Изотопный состав загружаемого в ВВЭР плутония в зависимости от номера цикла



Рис. 3. Среднее содержание делящихся изотопов плутония в выгружаемых СЭ в зависимости от времени облучения их в

чение Kinf. Результаты расчета показаны на рис.4. Из рисунка видно, что загрузка плутония в твэлы растет от цикла к циклу за счет ухудшения его вектора, а ограничение продолжительности циркуляции топлива по такой схеме вследствие достижения 100% обогащения соизмеримо со сроком службы отдельного реактора (30-40 лет). Изменение вектора плутония показано на рис.5. Видно, что доля делящихся изотопов в плутонии, используемом в этом режиме (рис.1в), становится меньше, чем в цикле РБН (рис.1а) уже в первых циклах. Изменение состава плутония от цикла к циклу определялось с помощью программного комплекса BURN, разработанному одним из авторов [5]. Для расчета использовалась библиотека Actinoid library ORIGEN2, предназначенная для

Таблица 1

Потребитель Ри	Источник Ри					
	ввэр	ввэр	РБН	РБН		
	UO ₂ MOX		СЭ	ТЭ		
РБН	0.787	0.719	0.961	0.725		
ТЭ	0.787	-	0.961	0.750		
ВВЭР	0.725	0.617	0.944	0.639		
MOX	0.725	0.425	0.944	0.650		

Относительная ценность выделяемого плутония

Примечание: числитель – первый цикл, знаменатель – второй цикл

расчета уран-водных решеток типа PWR. Верификация программы BURN на известных авторам экспериментальных данных [6] по выгоранию уранового топлива в реакторе BBЭP-440 показала, что по делящимся изотопам и по ²⁴⁰Pu состав плутония предсказывается с точностью 5-8%, в то время как по ²³⁸Pu и ²⁴²Pu расхождения составляют 45 и 25% соответственно. Учитывая, что содержание ²³⁸Pu никогда не превышает 2-3%, а изотоп ²⁴²Pu является замыкающим в цепочке выгорания плутония, упомянутую выше точность расчета вектора плутония можно считать удовлетворительной и соответствующей современному состоянию ядерных констант. Несколько большее расхождение в составе плутония по сравнению с [4], где также использовалась библиотека ORIGEN2, но предназначенная для MOX-загрузки PWR, объясняется, по оценкам авторов, главным образом, отличиями в составе рассматриваемой элементарной ячейки по сравнению с ячейкой PWR.

Сравнение различных схем циркуляции плутония в системе реакторов можно проанализировать на основе сопоставления относительной ценности плутония. Ее можно характеризовать относительным вкладом в реактивность одной весовой единицы плутония заданного состава по сравнению с реактивностью чистого ²³⁹Ри (~40%). Совместный топливный цикл РБН и ВВЭР (рис.2) имеет преимущества в том, что плутоний с наибольшим содержанием делящихся тепловыми нейтронами изотопов из СЭ РБН направляется в ВВЭР, где его ценность наиболее высока, а весь плутоний с большим содержанием четно-четных изотопов пережигается в РБН. Для рассматриваемых реакторов эти ценности представлены в табл.1, из которой видно, что ценность плутония в РБН во всех случаях выше, чем в ВВЭР, но особенно велик проигрыш в ценности при возврате плутония из МОХ-зоны ВВЭР в этот же тип реакторов (~ 40%). Наличие реакторов РБН в системе позволяет снизить обогащение в реакторе на тепловых нейтронах и улучшить условия использования МОХ-топлива. Оптимизация потоков плутония в топливном цикле приводит к снижению общего его количества в системе реакторов ВВЭР и РБН с одновременным увеличением содержания в нем делящихся изотопов. Дополнительные преимущества схемы, приведенной на рис.2, состоят в меньшей скорости накопления малых актинидов в топливном цикле. Это обстоятельство требует специального рассмотрения.

Литература

1. *Усынин Г.Б., Усынина С.Т., Петров А.В.* Возможности интегрированного топливного цикла в достижении экологической приемлемости атомных станций // Известия вузов. Ядерная энергетика.- 1998.- № 4.- С. 65-71.

2. *Новиков А.Н., Павлов В. И. и др.* Совершенствование топливных циклов ВВЭР, перспектива использования МОХ-топлива: Тез. докл. Х Межд. сем. по проблемам физики реакторов (Москва, 2-6 сентября 1997).-М.: МИФИ, 1997.-С. 1116-1120. 3. *Кирюшин А.И., Усынин Г.Б., Усынина С.Г*. Энергетическая утилизация трансурановых нуклидов в быстрых реакторах // Атомная энергия.- 1996.- Т.80.-Вып.2.- С.97-101.

4. *Magill J., Matzke Hj., Van Geel J.* Plutonium Incineration in LWRs: Proc. Intern. Conf. on Future Nuclear Systems (Seatle, Sept. 12-17, 1993). - Washington: ANS, 1993. - P. 21-23.

5. *Чирков В.А., Усынина С.Г., Петров А.В.* Совместный топливный цикл БНи ВВЭР на основе пиропроцессинга: Отчет НГТУ, №г/р 01990004936.-Н. Новгород, 1999.

6. Синев И.М., Батуров Б.Б. Экономика атомной энергетики.-М.: Атомиздат, 1984.

Поступила в редакцию 20.12.99.

УДК 51-72: 621.039.526

АВАРИИ РАЗГОНА БЫСТРОГО РЕАКТОРА. ПРОСТЕЙШИЕ МОДЕЛИ И ЗАКОНОМЕРНОСТИ

<u>Н. М. Каджури</u>

Московский физико-технический институт, г. Долгопрудный



Рассмотрено временное поведение мощности реактора на быстрых нейтронах при больших скоростях ввода реактивности (до 50 β /c). Показано, что энерговыделение во время вспышки пропорционально (τ)^{0,5} и зависит от скорости ввода реактивности и обратно пропорционально реактивности обратных связей.

введение

Аварии разгона при быстром вводе реактивности $\rho > \beta_{3\phi}$ относятся к наиболее опасным для любых реакторов; подтверждением этому является Чернобыльская авария. Время жизни нейтронов в быстром реакторе $\tau \sim 10^{-6} - 10^{-7}$ с много меньше, чем в тепловом ($10^{-3} - 10^{-5}$ с), а доля запаздывающих нейтронов для ²³⁹Pu $\beta \approx 0.23\%$ меньше $\beta \approx 0.7\%$ для ²³⁵U. Это служит основанием для давно и широко распространенного даже среди специалистов ошибочного мнения об особой опасности быстрых реакторов. При возможной для быстрого реактора скорости ввода реактив-

ности до №~100\$/с (рассматривались быстрое вскипание перегретого Na, быстрый "коллапс" разрушенного топлива и т.п.) первые расчеты по теории Бетэ и Таита [1] показали выделение механической энергии масштаба тонн ТНТ с разрушением топлива и внешних барьеров, с высвобождением большой энергии, запасенной в контуре охлаждения, и с выбросом радиоактивности.

Но эти расчеты завышали энергетической эффект разгона (Q), поскольку в качестве гасящей разгон обратной связи $\rho_f(t)$ принимали только снижение плотности топлива, запаздывающее от роста его температуры T на время распространения по реактору размерами L~1м волны давления L/V_{3B}~10⁻⁴c.

К шестидесятым годам была, однако, понята роль резонансных эффектов в физике быстрых реакторов с большим количеством ²³⁸U и смягченным спектром нейтронов [2]. При этом главным фактором, гасящим разгон, становится эффект Доплера на ²³⁸U, действующий для гомогенного топлива мгновенно с ростом темпера-

туры. Это уменьшает Q во вспышке, которая оказывается пропорциональной $\sqrt{\beta} \tau$. Для быстрых реакторов Q становится на 1~2 порядка меньшим, чем для тепловых, а температурный скачок в топливе с теплоемкостью C становится небольшим, а именно $\Delta T=Q/C\sim100$ K. В тепловом реакторе разрушение топлива может произойти уже в первой вспышке, а в быстром при вводе реактивности $\rho(t) = \beta t$ происхо-

[©] Н.М. Каджури, 2000
дит серия относительно небольших вспышек, следующих с малым интервалом ~ $\sqrt{\frac{\tau}{\wp}}$

до тех пор, пока температура топлива не достигнет предела его разрушения. Рост температуры зависит от введенной реактивности р, величины температурного

эффекта $\rho_f(T)$ и в малой степени от τ и ρ_r , так что с точки зрения результата - разрушения топлива - быстрый реактор мало отличается от теплового, только разгон в быстром реакторе более прост для описания. Он допускает приближенное описание, усредненное по вспышкам. В среднем реактор ведет себя как критический по мгновенным нейтронам, в котором рост вводимой реактивности $\rho(t)$ сверх $\beta_{3\phi}$ компенсируется в каждый момент времени реактивностью обратной связи $\rho_f(T)$ при соответствующем росте T(t).

Рассматриваются процессы быстрого ввода реактивности, протекающие за время, меньшее времени температурной релаксации топлива θ (1 с или несколько секунд) и, тем более, среднего времени распада источников запаздывающих нейтронов $1/\lambda$ ~ 10 с, что позволяет пренебречь влиянием отвода тепла и изменением источников запаздывающих нейтронов. Что касается $\beta_{3\phi}$, то, во-первых, из-за большого вклада делений ²³⁸U эта величина для быстрых реакторов в цикле U-Pu оказывается близкой к $\beta_{3\phi}$ для тепловых реакторов на ²³⁵U с накоплением Pu(0.4-0.5%); во-вторых, величина $\beta_{3\phi}$ не столь критически, как это принято считать, влияет на протекание аварийного процесса при вводе реактивности.

В работе проведен анализ гипотетических (нереализуемых) аварий, который позволяет определить «запас безопасности» реактора. Ниже сделаны оценки процессов разгона быстрого реактора при *в*=10 и 50\$/с.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ РАЗГОНА

Система уравнений точечной кинетики реактора имеет вид

$$\frac{dp(t)}{dt} = \frac{(\rho(t) - \beta) \cdot p(t)}{\tau} + \sum \lambda_i C_i(t) + q(t),$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \left(\frac{\beta_i}{\tau}\right) \cdot p(t) - \lambda_i \cdot C_i(t),$$
(1)

где p(t) — плотность нейтронов, пропорциональная мощности реактора; $\rho(t)$ - внешняя реактивность; β - эффективная доля запаздывающих нейтронов; β_i , λ_i , C_i эффективная доля, постоянная распада и концентрация предшественников запаздывающих нейтронов i-й группы; τ - время жизни мгновенных нейтронов в реакторе и q(t)- внешний источник нейтронов.

Это уравнение хорошо описывает кинетику быстрого реактора, во всяком случае, до тех пор, пока требуется учет пространственно-временны́х эффектов. Мы рассмотрели переходные процессы в быстром реакторе с однородным по составу топливом при линейном вводе положительной реактивности с большой скорос-

тью, т.е.
$$\rho(t) = \rho t, \frac{\rho \epsilon \theta}{\beta} >> 1 (\theta$$
 - время температурной релаксации топлива, при-

чем $\theta < \frac{1}{\lambda_i}$).

В этом случае можно пренебречь изменениями концентрации предшественников запаздывающих нейтронов и с хорошей точностью описать переходные процессы следующими уравнениями:

$$\frac{dp(t)}{dt} = \frac{(\rho(t) - \beta) \cdot p(t)}{\tau} + \sum \lambda_i C_i(t) + q(t), \qquad (2)$$

$$\frac{dC_{i}(t)}{dt} = 0, \ \left(\frac{\beta_{i}}{\tau}\right) \cdot p(0) - \lambda_{i} \cdot C_{i}(0) = 0.$$
(3)

В случае одной группы запаздывающих нейтронов (ρ(t)=β[&]t и q=0) уравнение (2) принимает следующий вид:

$$\left(\frac{\tau}{\beta}\right) \cdot \left(\frac{dp}{dt}\right) = \frac{(\beta^{\xi} t - \beta) \cdot p(t)}{\beta} + p_0, \ p(0) = p_0.$$
(4)

Введем новую переменную у и постоянную у:

$$y = \left(1 - \frac{\beta \epsilon t}{\beta}\right), \ \gamma = \frac{\beta}{\sqrt{2 \cdot \beta \epsilon \tau}}, \tag{5}$$

тогда уравнение (4) имеет решение в виде

$$p(y) = p_{10}(y) \cdot e^{\frac{y^2 \cdot y^2}{2}}$$
, (6-a)

$$p_{10}(y) = -2 \cdot \gamma^2 \int_{1}^{y} e^{-\gamma^2 \cdot x^2} dx + p_{10}(y=1) \cdot$$
 (6-b)

При $t \leq \frac{\beta}{\beta} = t_0$ решение может быть приближенно аппроксимировано выражением

$$p(t) = \frac{p_0 \cdot \beta}{(\beta - \beta^{\xi} t) + \sqrt{\frac{2 \cdot \tau \cdot \beta^{\xi}}{\pi}}}, \quad 0 < t \le t_0.$$
(7)

Это уравнение описывает рост мощности реактора при быстром вводе реактивности до того времени, когда реактор становится критическим на мгновенных нейтронах ($t_0 = \frac{\beta}{\rho_c}$) или до того, когда обратная связь становится заметной. К моменту t_0 мощность достигает

$$p(t_0) = \beta \cdot \sqrt{\frac{\pi}{2 \cdot \rho \varepsilon \tau}} \cdot p_0 .$$
(8)

Разогрев топлива с начала процесса до $t = t_0$ можно представить следующим образом:

$$\Delta T = \frac{1}{C_{p}} \cdot \int_{0}^{t_{0}} p(t) dt ,$$

$$\Delta T = \frac{\beta \cdot \Delta T_{0}}{\rho \epsilon \theta} ln(\frac{p_{1}}{p_{0}} + 1), \qquad (9)$$

где $p_1=p(t=t_0), \Delta T_0$ - перегрев топливных таблеток относительно среды в номинальном состоянии, C_p - теплоемкость топлива.

При t>t₀ происходит самостоятельный разгон. Будем полагать, что обратная связь пропорциональна выделяемой энергии, т.е.

$$\rho_{\rm f} = \int_{0}^{\tau} \frac{1}{C_{\rm p}(T)} \left(\frac{d\rho_{\rm f}}{dT}\right) \cdot p(t') dt' \cdot$$
(10)

С хорошим для оценок приближением можно считать, что $C_p(T)=C$ и $\frac{d\rho_f}{dT}$ - постоянные величины; тогда

$$\rho_{f} = \frac{1}{C} \cdot \frac{d\rho_{f}}{dT} \cdot \int_{0}^{t} p(t') dt' \cdot$$
(11)

Уравнение кинетики с обратной связью по мощности имеет вид

$$\frac{dp}{dt} = \frac{\left(p^{0} t - a \cdot \int_{0}^{t} p(t') dt'\right)}{\tau} \cdot p(t), \qquad (12)$$

где $a = \frac{1}{C} \cdot \frac{d\rho_f}{dT}$.

Введем переменную $\alpha(t) = \frac{1}{p} \frac{dp}{dt}$; тогда уравнение (12) примет вид

$$\alpha(t) = \frac{p^{0}(t) - a \cdot \int_{0}^{t} p(t') dt'}{\tau}.$$

Используя преобразования, приведенные в [2, 3], получим

$$\frac{p^{\alpha}}{\tau} \ln(\frac{p'}{p_1}) - \frac{(p'-p_1) \cdot a}{\tau} = \frac{1}{2} \cdot [(\alpha_2)^2 - (\alpha_1)^2], \qquad (13)$$

где p'=p(t=t') - мощность в верхнем пределе интеграла, α_1 и α_2 – значения при t=t' и t'=0 соответственно.

В исследовании процесса разгона и его последствий важно оценить

• максимальную мощность, достигнутую в процессе разгона (p_{max});

• полную выделенную энергию (Q) и рост температуры топлива в процессе разгона;

• ширину линии вспышки (Δ);

• интервал между вспышками(Δt_{int}).

Оценка перечисленных параметров происходит следующим образом.

1. Максимальная мощность достигается при dp/dt=0 или α(t)=0. Обратный период реактора имеет вид

$$\alpha_1 = \sqrt{2 \cdot \left[\frac{a}{\tau} \cdot (p_{max} - p_1) - \frac{p_x}{\tau} \cdot \ln(\frac{p_{max}}{p_1})\right]}$$
(14)

Используя (14) и подставив ln(p_{max}/p)=x, получим выражение

$$\Delta t = \int_{0}^{x} \frac{dx'}{\sqrt{\frac{2 \cdot \rho x}{\tau}} \left[\left(\frac{a \cdot p_{1}}{\rho x} \right) \cdot \frac{p_{max}}{p_{1}} (1 - e^{-x'}) - x' \right]}, \quad (15)$$

описывающее вспышку

Обозначим
$$\xi = \frac{2 \cdot C \rho k}{\frac{d\rho_{f}}{dT}}$$
, тогда (15) примет вид

$$\Delta t = \int_{0}^{x} \frac{dx'}{\sqrt{2 \cdot \frac{\rho k}{\tau} \left[\left(\frac{2}{\xi}\right) \cdot \frac{p_{max}}{p_{1}} \cdot (1 - e^{-x'}) - x' \right]}}.$$
(16)

Максимальная мощность определяется из уравнения (14) следующим образом:

$$\frac{\mathbf{p}_{\max}}{\mathbf{p}_1} = 1 + \xi \cdot \left(\frac{1}{\pi} + \ln \left(\frac{\mathbf{p}_{\max}}{\mathbf{p}_1} \right) \right). \tag{17}$$

В окрестности t_m с помощью разложения e^x мы можем найти Δt :

$$t_{m} - t = \frac{2 \cdot \sqrt{\frac{\tau}{2 \cdot p_{max}}} \left(ln \left(\frac{p_{max}}{p(t)} \right) \right)}{\sqrt{\frac{2 \cdot p_{max}}{p_{1} \cdot \xi}} - 1}.$$
(18)

Используя (18), получим p(t) вблизи максимума:

$$\frac{p(t)}{p_{max}} = e^{-\frac{p(t)^{(\frac{2\cdot p_{max}}{p_1,\xi}-1)\cdot(t_m-t)^2}}{2\cdot \tau}}.$$
 (19)

Подставив
$$b = \sqrt{\frac{2 \cdot \pi}{2 \cdot \frac{p_{max}}{p_1 \cdot \xi} - 1}}, \Delta = b \cdot \sqrt{\frac{\tau}{p_x}},$$
 получим

$$p(t) = p_{max} \cdot e^{\frac{-\pi \cdot (t_m - t)^2}{\Delta^2}}, \qquad (20)$$

где Δ описывает ширину линии вспышки.

Отсюда найдем и выделенную энергию вспышки, и максимальную температуру топлива:

$$\mathbf{Q} = \mathbf{p}_{\max} \cdot \Delta, \tag{21-a}$$

$$Q = \frac{2 \cdot C}{\frac{d\rho_{f}}{dT}} \cdot \sqrt{\pi \cdot \tau \cdot \rho \epsilon \ln \left(1.4 \cdot \frac{p_{max}}{p_{1}}\right)}, \qquad (21-b)$$

$$\Delta T = \frac{Q}{C} \,. \tag{21-c}$$

Продолжение ввода реактивности вызывает следующую вспышку с интервалом

$$\Delta t_{int} \approx \frac{\Delta T}{\not B c} \cdot \frac{d\rho_f}{dT}, \qquad (22-a)$$

$$\Delta t_{int} \approx 2 \cdot \sqrt{\pi \cdot \frac{\tau}{\rho k} \cdot \ln \left(1.4 \cdot \frac{p_{max}}{p_1} \right)}.$$
 (22-b)

Температура топлива в каждой вспышке увеличивается на определенную величину (21-с). Если рост температуры топлива в каждой вспышке не очень велик, то можно найти ее среднюю величину в каждый момент разгона. В таком предположении среднюю температуру топлива можно найти, полагая, что в каждый момент времени введенная реактивность компенсируется обратной связью dp_f/dT, т.е.

$$\boldsymbol{\mathcal{P}}(t-t_0) = \int_{T_0}^{T(t)} \frac{d\rho_f}{dT} \cdot dT.$$
(23)

Как уже говорилось, эта модель позволяет описывать поведение реактора при быстром вводе реактивности простым путем. Теперь рассмотрим результат применения этой модели на примере БР с однородным по составу топливом из UN-PuN. В качестве прототипа взят реактор БРЕСТ [4].

Предполагаем, что P(0)=P₀ =60 Вт/г и T(0)=T₀=1000 К. В стационарном случае P₀/C_p = $\Delta T_0/\theta$. При доплеровской постоянной a_д=5.2·10⁻³ и коэффициенте линейного расширения топлива а=7.1·10⁻⁶+1.4·10⁻⁹Т до его плавления T=3100 К относящийся к топливу температурный эффект

реактивности равен

 $d\rho_f/dT = (5.2 \cdot 10^{-3}/T) + (1.6 \cdot 10^{-6}).$

В приведенных ниже результатах расчета использованы β =0.004, τ =7·10⁻⁷с, $t_0 = 0.1$ и 0.02 с соответственно при β =10 и 50 β /с. К моменту t= t_0 мощность вырастает в 30 и 13 раз, а температура топлива вырастает всего лишь на

92 и 14°С соответственно при $\beta = 10$ и 50 β /с. Поведение мощности во времени показано на рис.1. При t<t₀ использовано уравнение (7), а при t >t₀ использовались уравнения (14)-(19). В табл. 1 показаны результаты расчетов для обоих вариантов.



при быстром вводе реактивности

Таким образом, модель показывает, что при очень большому росту температуры топлива. Разрушение может произойти после

$\beta \left(\frac{\beta}{c} \right)$	Р _{max} ,Вт/г	$\Delta \cdot 10^{-3}$, c	Q,Дж/г
10	5967	5.734	34
50	65000	1.603	105

Таблица 1



нескольких вспышек, следующих с ин-

тервалом 0.025 с (для случая 🕸≥50[₿]).

Продолжение ввода реактивности вызывает вспышки, следующие друг за другом с интервалами, указанными выше. Относительно небольшое энерговыделение вспышек позволяет усреднить по времени энерговыделение и температуру топлива. При этом реактор ведет себя как критический по мгновенным нейтронам, и средняя температура топлива плавно увеличивается с продолжением ввода реактивности. Рост температуры топлива (скачкообразная линия) и средняя температура топлива во время процесса после t₀ показаны на рис.2.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Как известно, в быстрых реакторах время жизни мгновенных нейтронов относительно мало. Поэтому некоторые считают, что быстрые реакторы опасны и плохо контролируемы, особенно в авариях с вводом большой реактивности. Но, как мы видели, выделение энергии во вспышке, регулируемой эффектом Доплера, наоборот, растет с ростом времени жизни мгновенных нейтронов Q∝(τ)^{0.5} и максимально для тепловых реакторов (например, Чернобыльская авария). Среднее энерговыделение в процессе разгона определяется скоростью ввода реактивности и обратной связью. Результат разгона зависит только от введенной реактивности р и от мгновенных обратных связей.

Литература

1. Хаммел Г., Окрент Д. Коэффициенты реактивности в больших энергетических реакторах на быстрых нейтронах. Пер. с англ. - М.: Атомиздат, 1975.- Гл. 8. - С. 208-218.

2. Хаммел Г., Окрент Д. Коэффициенты реактивности в больших энергетических реакторах на быстрых нейтронах. Пер. с англ. - М.: Атомиздат, 1975. – Гл. 8. - С. 201-205.

3. Белл Д., Гласстон С. Теория ядерных реакторов. Пер. с англ./Под ред. В. Н. Артамкина. -М.: Атомиздат, 1974. – Гл. 9. С. 413-417.

4. Орлов В.В., Аврорин Е.Н., Адамов Е.О., Васильев А.П., Велихов Е.П. и др. Нетрадицонные концепции АЭС с естественной безопасностью//Атомная энергия. – 1992. – Т. 72. - Вып. 4. -С.317-328.

Поступила в редакцию 12.04.2000.

УДК 519.688:539.172.12

РАСЧЕТ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В МИШЕНИ ИЗ СВИНЦА, ОБЛУЧАЕМОЙ ПРОТОНАМИ ВЫСОКОЙ ЭНЕРГИИ, С ПОМОЩЬЮ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА "CASCADE/INPE"

А.Ю. Конобеев*, М. Векки**

* Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск * * ENEA, Болонъя, Италия



В статье представлены результаты расчета энерговыделения в свинцовой мишени, облучаемой высокоэнергетическими протонами с использованием комплекса программ CASCADE/INPE. Выполнено сравнение с имеющимися экспериментальными данными. Показано, что наибольший вклад в энерговыделение в мишени дают ионизационные потери первичных протонов и вторичных заряженных частиц, образующихся в ядерных реакциях, взаимодействие фотонов с веществом и эмиссия легких кластеров.

Определение энерговыделения в жидкометаллических мишенях, облучаемых высокоэнергетическими частицами, является составной частью теплогидравлического расчета подкритической установки [1], включающей ускоритель, мишенный комплекс и ядерный реактор.

В настоящей работе проведен теоретический расчет энерговыделения в свинцовой мишени, находящейся под действием протонного облучения. Выполнено сравнение с имеющимися экспериментальными данными [2,3], определены вклады в энерговыделение важнейших физических процессов, протекающих под действием первичного пучка.

ХАРАКТЕРИСТИКИ МИШЕНИ И ПЕРВИЧНОГО ПУЧКА ЧАСТИЦ

Расчеты проведены для цилиндрической мишени из свинца высотой 60 см и диаметром 20 см, результаты измерений для которой представлены в [2,3]. Характеристики такой мишени наиболее близки к параметрам мишени прототипа подкритического реактора [1].

Рассматривалось облучение мишени протонами с энергией 0.8 и 1.2 ГэВ.

метод вычисления

Моделирование адронных и фотон-электронных каскадов в веществе, вызванных действием первичных частиц, проводилось методом Монте-Карло с помощью нового программного комплекса CASCADE/INPE [4].

Программный комплекс включает в себя модифицированную программу CASCADE [5], используемую для моделирования взаимодействий частиц с

© А.Ю. Конобеев, Ю.А. Коровин, М. Векки, 2000



Рис.1. Линейная плотность энерговыделения dQ/dz в свинцовой мишени, рассчитанная с помощью программного комплекса CASCADE/INPE (гистограмма) и полученная экспериментально в [2,3] (темный кружок)



Рис.2. Полное энерговыделение, рассчитанное для свинцовой мишени в данной работе (_____), с помощью LAHET (- - - -) [3] и полученное экспериментально [2,3] (темный кружок)

энергией выше 20 МэВ, и программу MCNP/4B [6], применяемую для описания распространения в веществе нейтронов с энергией ниже 20 МэВ и γ-квантов с энергией до 1 ГэВ.

Основные изменения в программе CASCADE:

 использование нового геометрического модуля, позволяющего проводить расчеты для систем сложной конфигурации (например, активной зоны ядерного реактора);

 уточненные алгоритмы для описания адрон-ядерных процессов;

использование систематики
 [7] для корректного описания угловых распределений нуклонов, испускаемых в области больших углов;

 расчет выхода продуктов деления на основе полуэмпирического подхода [8], позволяющего достичь согласия расчетных и экспериментальных массовых распределений в реакциях при энергиях выше 10 МэВ;

 описание (на основе подхода
 [9]) предравновесной эмиссии α-частиц, играющей важнейшую роль в протекании ряда физических процессов в свинцовых мишенях;

 применение нового алгоритма для расчета дифференциальных сечений упругого рассеяния нейтронов при энергиях ниже 100 МэВ;

 описание равновесной эмиссии фотонов, испускания фотонов в результате одночастичных переходов [10] при образовании «квазидейтрона» [11] и распаде π⁰-мезонов;

• использование современных экспериментальных и оцененных данных [12] для расчета упругих и неупругих адрон-ядерных взаимодействий.

В программу CASCADE включена также возможность моделирования спектров нейтронной эмиссии при энергиях до 50 МэВ [13] на основе оцененных данных, представленных в специальных файлах и записанных в формате ENDF/B-VI. В программе расширено число элементов для описания исследуемых композиций (до 100), включена библиотека энергий отделения частиц, ионизационных потенциалов и других данных.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

На рис.1 показана линейная плотность энерговыделения dQ/dz для свинцовой мишени, облучаемой протонами с энергией 0.8 и 1.2 ГэВ. На рис.2 представлена зависимость полного энерговыделения в зависимости от энергии пучка, рассчитанная в данной работе, в работе [3] с помощью программного комплекса LAHET и полученная экспериментально [2,3]. Видно, что расчетные



Рис.3. Вклад различных физических процессов в энерговыделение в свинцовой мишени, облучаемой протонами с энергией 0.8 ГэВ: полная величина (______); вклад ионизационных потерь первичной частицы (.....); взаимодействий фотонов с ядрами среды (- - -); образования кластеров (d,t,³He, α) (.-.-); деления ядер свинца (-..-.)

данные согласуются с экспериментальными. Вместе с тем наблюдается некоторое систематическое завышение расчетных данных относительно результатов измерений (рис.2).

Вклады важнейших физических процессов в линейную плотность dQ/dz для мишени, облучаемой протонами с энергией 0.8 ГэВ, показаны на рис.3.

Наиболее подробно структура энерговыделения в свинцовой мишени представлена в табл.1. Из сравнения данных, приведенных в этой таблице, видно, что наибольший вклад в энерговыделение в мишени дают ионизационные потери первичных протонов и вторичных заряженных частиц, образующихся в ядерных реакциях, взаимодействие фотонов с веществом и эмиссия легких кластеров. Неуказанные в таблице потери на тормозное излучение заряженных частиц (мезонов и протонов) при рассматриваемых энергиях составляют для протонов и мезонов соответственно менее 10⁻⁵ и 10⁻³ их ионизационных потерь.



Рис.4. Спектр фотонов, образующихся в ядерных реакциях под действием частиц с энергией выше 20 МэВ в свинцовой мишени (20х60), облучаемой протонами с энергией 1.2 ГэВ Следует отметить, что значительная доля энергии, выделяющаяся при распространении в веществе фотонов, обусловлена процессом их образования при распаде π^0 -мезонов. Заметный вклад в энерговыделение в результате испускания легких фрагментов (d,t,³He, α) дает неравновесная эмиссия α -частиц.

Относительно распространения γ-квантов в веществе можно сделать следующее замечание: спектр фотонов, образующихся в ядерных реакциях, характеризуется распределением, в котором присутствуют фотоны как низкой, так и высокой энергии (см.рис.4), пробеги кото-



Рис.5. Относительная доля энергии первичного пучка протонов, идущая на образование нейтронов и ионизационные потери первичной частицы

рых в веществе заметно отличаются по величине. Вместе с тем расчет $(dQ/dz)_{\gamma}$ для фотонов в предположении, что их энергия выделяется локально, т.е. в месте их образования, дает величины, близкие к результатам точных вычислений (см. рис.3). Средняя погрешность такого расчета составляет 15% при энергии первичных протонов 0.8 ГэВ и 3% при энергии 1.2 ГэВ.

Несмотря на отмеченное обстоятельство расчет энерговыделения для ү-квантов в при-

ближении локально выделившейся энергии необходимо проводить с известной долей осторожности, если задачей является восстановление не только линейной, но и объемной плотности энерговыделения.

Основное назначение мишени подкритической установки состоит в производстве нейтронов. На рис.5 представлена рассчитанная относительная доля энер-

Таблица 1

Волициио	Энергия первичных протонов, МэВ			
Величина	800	1200		
Суммарная величина	506.42 (100.0%)	686.61 (100.0%)		
Ионизационные потери первичной частицы	256.27 (50.6%)	215.28 (31.4%)		
Ионизационные потери вторичных (образующихся в реакциях) частиц	180.23 (35.6%)	312.72 (45.5%)		
Взаимодействия фотонов	36.35 (7.2%)	88.43 (12.9%)		
Взаимодействия фотонов, образую- щихся в результате адрон-ядерных реакций при энергиях адронов выше 20 МэВ	20.85	60.62		
Взаимодействия фотонов, образую- щихся при распаде π ⁰ -мезонов, воз- никающих в адрон-ядерных реакци- ях	11.97	41.01		
Ядра отдачи	3.92 (0.8%)	5.66 (0.8%)		
Ядра отдачи, образующиеся в реак- циях под действием первичных час- тиц с энергией выше 20 МэВ	3.19	4.22		
Деление ядер свинца	10.12 (2.0%)	16.33 (2.4%)		
Образование легких кластеров (d,t, ³ Не и α-частиц)	19.53 (3.9%)	48.19 (7.0%)		
Неравновесные α-частицы	7.84	18.08		

Вклад различных физических процессов в энерговыделение свинцовой мишени (МэВ), облучаемой протонами с энергией 0.8 и 1.2 ГэВ

гии первичного пучка, которая идет на образование нейтронов, в зависимости от энергии пучка. Расчеты проведены для свинцовой мишени диаметром 20 см и высотой, превышающей полный пробег протонов в свинце. Видно, что доля энергии, которая идет на образование нейтронов, плавно изменяется от 20% при энергии первичных протонов 0.4 ГэВ до 50% при энергии 2 ГэВ.

Авторы выражают признательность Ф.И. Карманову, Л.Н. Латышевой и В.Н. Соснину за интересные и стимулирующие обсуждения.

Литература

1. Energy Amplifier Demonstration Facility Reference Configuration // Report Ansaldo, EA B0.00 1 199 Rev.0, 22.12.1998; EA B0.00 1 200 Rev.0, January 1999.

2. *Belyakov-Bodin V.I., Kazaritsky V.D., Povarov A.L. et al.* Calorimetric measurements and Monte Carlo analysis of medium-energy protons bombarding lead and bismuth targets // Nucl. Instr. Meth. Phys. Res. – 1990. - V.A295. - P.140.

3. *Beard C.A., Belyakov-Bodin V.I.* Comparison of energy deposition calculations by the LAHET code systems with experimental results // Nucl. Sci. Eng. – 1995. - V.119. - P.87.

4. Konobeyev A.Yu., Korovin Yu.A., Sosnin V.N., Vecchi M. Study of accelerator-driven reactor systems // Kerntechnik. - 1999. - V.64. - P.284.

5. Барашенков В.С., Ле Ван Нгок, Левчук Л.Г. и др. Программный комплекс «КАСКАД» для монтекарловского моделирования ядерно-физических процессов, инициируемых высокоэнергетическими частицами и ядрами в газообразных и конденсированных средах: Препринт ОИЯЙ. - Дубна, 1985. - Р2-85-173.

6. *Briesmeister, Ju.F.* MCNP-a general Monte Carlo n-particle transport code // Report LA-12625-M, March, 1997.

7. *Kalbach C*. Systematics of continuum angular distributions. Extensions to higher energies // Phys. Rev. – 1988. - V.C37. - P. 2350-2370.

8. *Konobeyev A.Yu., Korovin Yu.A., Vecchi M.* Fission product yields in nuclear reactions induced by intermediate energy particles // Kerntechnik, 1999. - V.64. - P.216.

9. Конобеев А.Ю., Соснин В.Н. Расчет спектров α-частиц для свинцовой мишени, облучаемой протонами высоких энергий//Известия вузов. Ядерная энергетика. - 1998. - №3. - С.35-39.

10. *Oblozinsky P*. Pre-equilibrium γ -rays from single-particle radiative transitions in the hybrid model // Phys. Lett. – 1988. - V.B215. - P.597-601.

11. Конобеев А.Ю., Коровин Ю.А., Переславцев П.Э. Расчет спектров эмиссии жестких ү-квантов, образующихся в ядерных реакциях, протекающих под действием частиц промежуточных энергий//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1997. - №1. – С.38-44.

12. Barashenkov V.S., Polanski A. Electronic Guide for Nuclear Cross Sections // JINR, LCTA, Dubna, distributed by IAEA, 1990.

13. Korovin Yu.A., Konobeyev, A.Yu., Pereslavtsev P.E. et al Evaluation and test of nuclear data for investigation of neutron transport, radiation damage and processes of activation and transmutation in materials irradiated by intermediate and high energy particles// In: Proc. Int. Conf. Nuclear Data for Science and Technology (Trieste, Italy, May 1997). - Trieste, 1997. - P. 851-855.

Поступила в редакцию 24.01.2000.

УДК 621.039.526

О ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИКАХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ, ОХЛАЖДАЕМЫХ СПЛАВОМ Na-Pb

А.М. Кузьмин, В.С. Окунев, А.Н. Шмелев

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



Анализируется возможность применения сплава Na-Pb в качестве теплоносителя быстрых реакторов. Приведены некоторые физические характеристики и минимальный коэффициент реактивности, полученные для реактора БH-800.

введение

Развитие безопасной ядерной энергетики требует поиска новых технических решений и разработки новых концепций перспективных реакторов, в том числе на быстрых нейтронах (БР). Привлекает универсальность БР с точки зрения их потенциальных возможностей: наработчиков в отдаленной перспективе и выжигателей младших актинидов - в ближайшем будущем. В первом случае речь идет о серийном вводе БР, во втором - о строительстве относительно малого количества реакторных установок (РУ) специального назначения. На сегодняшний день в качестве реалистических в ближайшем и отдаленном будущем рассматриваются две концепции БР: с натриевым и свинцовым охлаждением. Технология использования натриевого теплоносителя хорошо отработана. Концепция БР со свинцовым охлаждением (БРС) основана на отработанной технологии свинцово-висмутового теплоносителя отечественных подводных лодок [1].

Обе концепции имеют преимущества и недостатки (табл.1). В связи с этим возникла проблема поиска теплоносителя, лишенного недостатков натрия и свинца. Идея «компромиссного» варианта - использования бинарного (двухкомпонентного) сплава натрия со свинцом в качестве теплоносителя БР - возможно позволила бы объединить преимущества натрия и свинца и устранить ряд существенных недостатков, присущих РУ с охлаждением чистым веществом (Na или Pb).

Необходимо отметить, что свинец находится в жидком (рабочем) состоянии в широком диапазоне температур 600-1999 К (для натрия диапазон значительно уже - 371-1156 К). Однако таким преимуществом трудно воспользоваться, т.к. этот диапазон для свинца смещен в область температур, намного превышающих температуру плавления оболочек твэлов (рис.1). Таким образом, рабочий интервал температур, соответствующий РУ со свинцовым охлаждением активной зоны (отмечен штриховкой на рис.1), значительно уже, чем у реакторов типа БН. Кроме того, для РУ типа БРС потенциально опасен аварийный режим типа OVC (захолаживание теплоносителя I контура), который может реализоваться при переводе ГЦН на повышенную производительность или подключении резервной («холодной») петли.

© А.М. Кузъмин, В.С. Окунев, А.Н. Шмелев, 2000

Таблица 1

Некоторые достоинства и недостатки натриевого и свинцово	го
теплоносителей	

Теплоноси- тель	Преимущества	Недостатки
Натрий	 эффективный теплоотвод; низкая температура плавления (исключение аварий типа OVC); 	 высокая химическая активность (возможность потери теплоносителя в результате натриевого пожара, взрывоопасность при взаимодействии с воздухом и водой)
Свинец	- не горит;	- плохой теплоотвод;
	 взрывобезопасен; замерзает при течи корпуса реактора вследствие высокой температуры плавления (иск- лючение аварии типа LOCA); высокая темпертура кипе- ния, исключение кипения теп- лоносителя практически при любых аварийных ситуациях (исключение аварии типа LOCA в результате кипения) 	 высокая коррозионная и эрозионная активность; большие затраты мощности на прокачку; большие размеры активной зоны, большие топливные загрузки (проигрыш в экономических характеристиках: капитальных затратах и топливной составляющей); опасность аварии ОVC вследствие высокой температуры плавления

ПРЕИМУЩЕСТВА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ БИНАРНОГО СПЛАВА NaPb для охлаждения активной зоны бр

Основные преимущества использования сплава NaPb по сравнению с натриевым теплоносителем следующие.

Во-первых, меньшая химическая активность сплава по сравнению с чистым натрием (взаимодействие натрия с воздухом и водой), возможно, позволит снизить вероятность пожаров и надеяться на исключение потери теплоносителя (авария типа LOCA) в результате его сгорания. Авторами работы [2] показано, что сплавы натрия с другими металлами, например, калием и цезием, пожаробезопасны при определенных концентрациях составляющих. При температурах 300-1000 К такие сплавы способны окисляться на воздухе без интенсивного выделения аэрозолей и заметного повышения температуры [2]. Как известно, чистые металлы -Na, K и Cs - пожароопасны. Вывод о невоспламеняемости сплавов на основе Na, K и Cs позволяет надеяться, что для бинарных сплавов NaPb также существует оптимальное соотношение концентраций его компонентов, позволяющее избежать горения теплоносителя, тем более что чистый жидкий свинец не горит в рассматриваемом диапазоне температур.

Во-вторых, даже незначительное повышение температуры кипения теплоносителя (увеличение температурного запаса до кипения) при увеличении доли свинца в сплаве NaPb благоприятно сказывается на развитии аварийных режимов с нарушением принудительного охлаждения активной зоны (LOF - нарушение принудительной циркуляции теплоносителя I контура, LOHS - нарушение теплоотвода от I контура) и, кроме того, способствует снижению вероятности реализации положительного пустотного эффекта реактивности (ПЭР) при кипении теплоносителя. Меньшее упругое замедление нейтронов позволило бы увеличить объемную долю теплоносителя и снизить скорость его циркуляции через активную зону, т.е. улучшить теплогидравлику активной зоны и, что особенно важно, увеличить роль естественной циркуляции.

Небольшое содержание свинца в сплаве позволит избежать значительного ухудшения эффективности теплоотвода, повышения затрат мощности на прокачку теплоносителя, ударных нагрузок, а также увеличения размеров активной зоны. Последнее обстоятельство благоприятствует возможности использования сплава NaPb в качестве теплоносителя БР, сконструированных на основе существующих РУ или проектов, например, БН-800 практически без изменения мощности реактора и размеров активной зоны.

Что касается экономических характеристик, то, с одной стороны, свинец приблизительно в 1,5 раза дешевле натрия, с другой - большое содержание свинца в сплаве потребует увеличения размеров активной зоны (проигрыш в капитальных затратах) и увеличения топливной загрузки (проигрыш в топливной составляющей расчетных затрат).

И, наконец, теплоноситель на основе бинарного сплава натрия со свинцом обладает более низкой по сравнению с чистым натрием замедляющей способностью и меньшим сечением захвата нейтронов (благоприятствует улучшению бридинговых характеристик).

Одна из проблем использования свинцового охлаждения - большая по сравнению с натриевым эрозия оболочек твэлов и конструкционных материалов в потоке теплоносителя, а также большие затраты мощности на прокачку. Небольшое содержание свинца в сплаве NaPb и снижение скорости циркуляции теплоносителя возможно позволит уменьшить подобные неприятности.

Главная проблема использования теплоносителя NaPb с большим содержанием свинца - коррозия конструкционных сталей. Исследования, проведенные авторами работ [1,3], свидетельствуют о высокой коррозионной активности теплоносителей на основе тяжелых металлов (Pb, Bi). Авторами проектов БР со свинцовым охлаждением [1] сделан вывод о разрешимости проблемы коррозии в жидком свинце за счет поддержания оптимального кислородного режима. Однако присутствие кислорода в натрии нежелательно.



Рис.1. Диапазон рабочей температуры БР

Существуют другие способы борьбы с коррозией. В работе [3] представлены результаты исследования возможности повышения коррозионной стойкости материалов БР в жидком висмуте. Эти возможности могут быть реализованы и в БР, охлаждаемых жидким свинцом. Решение проблемы коррозии в жидком свинце можно обеспечить путем

• отказа от использования хромо-никелевых сталей (например, сталь X16H15M3Б) и высоконикелевых сплавов (инконель, нимоник и др. с содержанием Ni 40-52%), применяемых в реакторах типа БH; т.к. несмотря на хорошие механические свойства при высокой температуре нержавеющие стали и сплавы, содержащие никель, не могут быть использованы из-за высокой растворимости никеля в тяжелом жидкометаллическом теплоносителе;

• использования тугоплавких металлов (тантал, ниобий, вольфрам, молибден), обладающих высокой коррозионной стойкостью в жидких свинце и висмуте.

При относительно невысоких температурах (соответствующих режиму работы БР на номинальной мощности) хорошей коррозионной стойкостью обладают углеродистые стали [3]. Повышению коррозионной стойкости способствуют графитовые покрытия или покрытия ZrC [3]. Препятствуют коррозии циркониевые, титановые, магниевые или хромовые добавки к висмуту [3].

ПРИНЦИПИАЛЬНАЯ ВОЗМОЖНОСТЬ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ Натриево-свинцового сплава в качестве теплоносителя Быстрых реакторов

Проанализируем возможность использования сплава NaPb для охлаждения РУ. Натрий и свинец не образуют эвтектический сплав. Температура плавления сплава NaPb повышается при увеличении содержания свинца от 0 до 80% (по массе) и снижается при дальнейшем увеличении доли свинца от 80 до 100% (рис.2). При массовой доле натрия менее 50% температура плавления сплава превышает соответствующее значение для чистого свинца.

Плотность и теплоемкость сплава можно рассчитать, используя правило аддитивности (приближение Неймана-Коппа для определения теплоемкости) [5].

Расчет некоторых теплофизических характеристик сплава (вязкость, теплопроводность) затруднен тем, что натрий и свинец относятся к различным группам термодинамического подобия [5].

Температура кипения бинарного сплава NaPb Т_{кип}^{NaPb} при небольшом содержании свинца может быть рассчитана, например, на основании закона Рауля [5], где натрий рассматривается как основная составляющая сплава, а свинец - в качестве примеси:

$$T_{\kappa \nu n}^{NaPb} = T_{\kappa \nu n}^{Na} + 1000 \text{ K}_{9} M_{Na} / (A_{Pb} M_{Pb}), \qquad (1)$$

где $T_{\kappa un}{}^{Na}$ - температура кипения чистого натрия; $K_{3}{=}2,609$ - эбуллиоскопическая постоянная; $M_{Na},\,M_{Pb}$ - масса натрия и свинца в сплаве; A_{Pb} - атомная масса свинца.

Формула (1) тестировалась авторами на примере теплоносителя 25%Na-75%K (в процентах указано массовое содержание). Получено, что температура кипения этого сплава Т_{кип}^{NaK}=1056,7K совпадает с приведенным в [5] Т_{кип}^{NaK}=1057 К. Таким образом, соотношение (1) позволяет определить температуру кипения сплава даже при большом содержании примеси (в данном случае 25% натрия).

Для сплава 90%Na-10%Pb из соотношения (1) получаем, что T_{кип}^{NaPb} превышает Т_{кип}^{Na} на 1,4 К и составляет 1157,4 К. Таким образом, при небольшом добавлении свинца в натрий температура кипения сплава NaPb повышается незначительно и вряд ли может рассматриваться в качестве серьезного преимущества использования сплава NaPb (по сравнению с чистым натрием) в качестве теплоносителя БР. Заметим, что соотношение (1) для определения $T_{\kappa un}{}^{NaPb}$ может давать значительную погрешность вследствие большой разницы атомных масс натрия и свинца. Грубая оценка при 10% (по массе) содержании свинца с помощью правила аддитивности дает $T_{\kappa un}{}^{NaPb} \approx 1243$ К (для сравнения температура кипения сплава 25%Na-75%K, рассчитанная с помощью правила аддитивности, $T_{\kappa un}{}^{NaK} \approx 1061$ K).

БЕЗОПАСНОСТЬ БР, ОХЛАЖДАЕМЫХ СПЛАВОМ NaPb

Одним из важнейших факторов безопасности РУ является их самозащищенность от тяжелых аварий. БР со свинцовым охлаждением обладает значительно более высоким уровнем внутренней самозащищенности от аварий (в том числе типа ATWS - с отказом аварийной защиты) по сравнению с традиционными компоновками РУ типа БН. Разумно предположить, что БР, охлаждаемые бинарным сплавом натрия со свинцом, с точки зрения возможности обеспечения внутренней самозащищенности и достижения естественной безопасности, занимают промежуточное положение между РУ типа БН и БРС.

Уровень естественной безопасности в значительной степени зависит от обратных реактивностных связей - температурных эффектов и коэффициентов реактивности. Важнейшим критерием самозащищенности от аварии с потерей теплоносителя (LOCA) является ПЭР. В традиционных компоновках БР средней и большой мощности ПЭР, как правило, положителен и в несколько раз превышает значение эффективной доли β запаздывающих нейтронов. В проектах перспективных БР вероятность потери теплоносителя в результате его утечки пренебрежимо мала, и ПЭР может реализоваться лишь при выгорании натрия при пожаре или при появлении паровых пузырей в результате кипения. Известно, что ПЭР имеет сильную пространственную зависимость. Так, при удалении теплоносителя из центра активной зоны традиционной компоновки БР, как правило, возникает большая положительная реактивность, а при удалении из периферийных областей - отрицательная. Это замечание справедливо для РУ типа как БН, так и БРС. Поэтому первоочередной интерес представляет минимизация ПЭР, который возникает при опустошении центральной зоны реактора.



Рис.2. Зависимость температуры плавления сплава NaPb от массового содержания свинца (по материалам [4]); пунктирные линии соответствуют температурам плавления чистого свинца и натрия

Существуют различные потенциальные возможности снижения ПЭР. Практически все они основаны на увеличении утечки нейтронов. (Спектральный компонент ПЭР - за счет уменьшения доли нейтронного потока при низких энергиях - величина достаточно консервативная для выбранного вида топлива [6]). Главные способы снижения ПЭР следующие:

• изменение геометрических характеристик компоновки (увеличение утечки нейтронов за счет более плоской активной зоны);

• изменение состава активной зоны с целью увеличения утечки нейтронов путем перехода к гетерогенным компоновкам с аксиальными слоями (внутренними зонами воспроизводства) из воспроизводящего материала или путем создания полости над активной зоной;

• увеличение содержания свинца в сплаве NaPb с целью уменьшения сечения захвата нейтронов теплоносителем и эффекта замедления;

• и, наконец, один из возможных способов - замена природного свинца в бинарном сплаве изотопом ²⁰⁸Pb [7].

Одним из существенных факторов, определяющих уровень внутренней самозащищенности, является доплеровский коэффициент реактивности. Как известно, величина доплеровской составляющей эффекта реактивности в БРС значительно ниже по сравнению с реакторами типа БН [1]. Это объясняется низкой замедляющей способностью свинца, что приводит к меньшей доле резонансных нейтронов в спектре БРС. В БР, охлаждаемых сплавом NaPb, доплеровский коэффициент реактивности принимает промежуточное значение и уменьшается по мере увеличения доли свинца в сплаве (табл. 2). В аварийных режимах работы реактора не менее важна минимизация плотностной составляющей температурного коэффициента реактивности, связанной с изменением плотности теплоносителя вследствие термического расширения. Значения плотностного коэффициента реактивности для БР с натриево-свинцовым охлаждением приведены в табл.2.

КОМПОНОВКИ БР, ОХЛАЖДАЕМЫХ НАТРИЕВО-СВИНЦОВЫМ Сплавом

С помощью расчетно-оптимизационного комплекса DRACON-M [8] получены различные компоновки энергетических БР с натриево-свинцовым охлаждением активной зоны (табл.2). Содержание свинца в бинарном сплаве варьировалось от 0 до 20% (по массе). Увеличение доли свинца приводит к повышению температуры затвердевания сплава, что нежелательно с точки зрения обеспечения внутренней самозащищенности РУ от аварии OVC (захолаживание теплоносителя I контура). В качестве исходной принята традиционная компоновка быстрого бридера (табл.2, колонка, соответствующая "0% свинца") со смешанным нитридным топливом и натриевым теплоносителем, полученная в результате решения задачи минимизации ПЭР при осушении центральной зоны реактора (зоны малого обогащения и верхнего торцевого экрана над ней) с ограничениями для функционалов безопасности в аварийной ситуации (LOF+TOP)WS, инициируемой одновременным прекращением принудительной циркуляции теплоносителя в I контуре и вводом положительной реактивности с отказом аварийной защиты [9].

Рассматривались варианты, полученные при замене натриевого теплоносителя сплавом NaPb с массовым содержанием свинца 5, 10 и 20%. Предполагается, что компоновки БР содержат две активные зоны различного обогащения, окруженные боковым и торцевыми экранами. Одно из основных требований (ограничений задачи) - соответствие мощности и внешних размеров активной зоны проектным для БН-800. Твэлы размещены в узлах треугольной решетки и дистанционированы проволочной навивкой (однозаходной в активной зоне, трехзаходной в боковом экране). Условие минимального запаса реактивности на выгорание моделируется ограничением для коэффициента воспроизводства активной зоны КВА≈1. Неравномерность энерговыделения учитывается с помощью ограничения k_r < 1,6. Ограничения для КВА и k_r выполнены для всех вариантов табл.2. Для сохранения бридинговых характеристик требовалось выполнение условия

$$\Delta \mathsf{R}_{\mathsf{59}} \ge \Delta \mathsf{R}_{\mathsf{59}}^{(0)}, \ \Delta \mathsf{H}_{\mathsf{79}} \ge \Delta \mathsf{H}_{\mathsf{79}}^{(0)}, \tag{2}$$

где ΔR_{53} и ΔH_{T3} - толщины бокового и торцевого экранов полученных компоновок реактора; $\Delta R_{53}^{(0)}$, $\Delta H_{T3}^{(0)}$ - значения, соответствующие исходному варианту с натриевым теплоносителем.

Таблица 2

Параметры компоновки и некоторые	Содержание свинца в сплаве NaPb, % по массе				
функционалы	0	5*	10*	20*	10**
Обогащение топлива в активной зоне, %	13,3/14,0	12,9/14,2	13,6/13,9	13,8/14,0	13,5/13,8
Диаметр топливной таблетки (в твэлах ак- тивной зоны), мм	7,25	7,12	6,69	6,72	8,99
Относительный шаг решетки твэлов актив- ной зоны					
	1,21	1,15	1,15	1,15	1,18/1,15
Радиальные размеры активных зон, см	100,0/74,8	94,4/64,3	92,0/66,7	91,9/66,8	93,1/90,5
Высота активной зоны, см	66,4	61,4	61,6	61,6	26,0
Массовый расход теп- лоносителя, кг/(м ² с)	3267/4054	7044	8582	13790	5950/8531
ПЭР (осушение цен- тральной активной зоны), % ∆k/k	0,8143	0,9713	1,4421	2,0160	0,3070
ПЭР (осушение реакто- ра), % ∆k/k	-0,9133	-0,2510	-0,0955	0,7300	-0,3647
Коэффициенты реак- тивности, 10 ⁶ (∆k/k)/К: доплеровский плотностной	-1,82/ -2,66 1,74/ 0.65	-1,75/ -3,30 1,27/ 0.44	-2,30/ -3,46 1,53/ -0.09	-2,72/ -4,46 0,83/ -0.86	-1,14/ -4,19 0,56/ 0,39
Максимальная темпе- ратура в номинальном режиме, К:	4 4 9 9				
- топлива; - оболочек твэлов	1436 900/862	1471/1549 830/847	1476/1467 822/819	1449/1459 781/782	1597/1663 763/749

Компоновки БР, охлаждаемых сплавом NaPb

Примечание: * размеры экранов не изменялись в процессе оптимизации;

** задача без ограничений (2); через косую черту приведены значения, соответствующие зонам малого и большого обогащения Как и ожидалось, при замене натрия сплавом NaPb снижается эффективный коэффициент $k_{s\phi\phi}$ размножения нейтронов (т.е. реактор становится подкритическим - $k_{s\phi\phi}$

1). Для выполнения условия $k_{s\phi\phi}$ =1 потребовалось изменить вектор управления (обогащение топлива, параметры решетки, объемные доли компонентов активной зоны и др.). Этим объясняются отличия компоновок с натриево-свинцовым охлаждением активной зоны от исходной с натриевым.

Переход к натриево-свинцовому теплоносителю требует увеличения размеров активной зоны по сравнению с реакторами типа БН. С увеличением содержания свинца в теплоносителе необходимо увеличивать и размеры активной зоны, одна-



Рис.3. Зависимость ПЭР от массового содержания свинца в сплаве NaPb: a) осушение центральной зоны (малого обогащения и экрана над ней); б) осушение всего реактора)

ко ограничения вида

$$\sum_{i} \Delta R_{i} = R_{0}, \ \sum_{j} \Delta H_{j} = H_{0}, \ (3)$$

где ΔR_i , ΔH_i - радиальные и аксиальные размеры зон полученных компоновок; R₀, H₀ - размеры, соответствующие исходному варианту с натриевым теплоносителем и проектным для БН-800, не позволяют этого сделать, в результате чего при решении оптимизационной задачи (минимизации ПЭР) значение относительного шага h решетки твэлов выходит на границу h_{min}, что соответствует минимальной топливной загрузке, повышает линейную нагрузку на твэлы и КВ, уменьшает долю естественной циркуляции и, следовательно, способствует ухудшению самозащищенности РУ. Такие ограничения препятствуют реализации более плотной активной зоны и снижению ПЭР. По мере увеличения свинца в теплоносителе эта тенденция усиливается, что приводит к ухудшению критерия оптимальности - ПЭР. Причем зависимость ПЭР при осушении центральной активной зоны БР (малого обогащения и экрана над ней) и при осушении всего реактора от массового содержания свинца в сплаве NaPb близка к линейной (рис.3).

Отметим, что снижение ПЭР до значения, не превышающего β, возможно при увеличении уплощения активной зоны. Выполнения условия ПЭР<β (табл.2) можно достичь при увеличении радиальных размеров активной зоны за счет уменьшения толщины бокового экрана (параметры ΔR_i , ΔH_j изменяются в процессе оптимизации) и, следовательно, бридинговых характеристик. При этом полученная компоновка по размерам также будет совместима с БН-800, т.е. выполнены ограничения (3), а ограничения (2) отсутствуют. При дальнейшем уменьшении толщины бокового экрана (что позволит увеличить шаг решетки твэлов) можно достичь отрицательных значений ПЭР, проявляющегося при осушении центральной зоны реактора.

Таким образом, вариант компоновки БР с натриево-свинцовым теплоносителем, полученный без ограничений (2), предпочтителен для уменьшения ПЭР.

выводы

При использовании натриево-свинцового теплоносителя для охлаждения активной зоны РУ типа БН, возможно, возникнут проблемы, связанные с высокой по сравнению с чистым натрием коррозионной активностью сплава NaPb и большим ПЭР.

Для решения первой проблемы потребуется отказаться от использования никелевых сталей и сплавов в пользу применения материалов, коррозионно-стойких в тяжелом жидкометаллическом теплоносителе, или специальных добавок [3].

Проблема ПЭР может быть решена при отказе от "привязки" к геометрическим характеристикам активной зоны БН-800, например, при увеличении радиуса активной зоны по сравнению с проектным значением и шага решетки твэлов. Тенденция снижения ПЭР проявляется при отказе от ограничений (2) задачи оптимального проектирования (табл.2). Таким образом, возможности использования теплоносителя на основе бинарного сплава NaPb с точки зрения снижения ПЭР могут быть реализованы при отказе от требования высоких бридинговых характеристик. Исключение воспроизводящих экранов в конструкции РУ, например, при проектировании БР-выжигателей младших актинидов, позволит значительно снизить ПЭР по сравнению с традиционными компоновками бридеров.

Решению проблем, связанных с эрозией и более высокими затратами мощности на прокачку теплоносителя, может способствовать, например, снижение скорости циркуляции сплава NaPb по сравнению со скоростью чистого натрия.

Выигрыш в повышении температуры плавления сплава NaPb по сравнению с чистым натрием практически не заметен при небольшом содержании свинца (до 20% по массе). В то же время температура затвердевания сплава NaPb выше по сравнению с натрием, что повышает вероятность затвердевания теплоносителя в аварийных режимах типа OVC.

Итак, проектирование БР с натриево-свинцовым охлаждением активной зоны должно проводиться без "привязки" к проектным значениям РУ типа БН. Это позволит воспользоваться некоторыми преимуществами сплава NaPb по сравнению с чистым натрием или свинцом.

В заключение отметим, что для окончательного выбора теплоносителя БР нового поколения необходимы более глубокие исследования. В настоящее время свойства сплава NaPb изучены недостаточно хорошо. При его использовании в качестве теплоносителя БР возможны серьезные неприятности, связанные с несовместимостью компонентов сплава (несмешиваемость, плохая растворимость компонентов, формирование ассоциатов — устойчивых соединений с высокой температурой плавления и т.п.) и потенциальной возможностью объединения недостатков чистых металлов в сплаве (повышение температуры затвердевания теплоносителя NaPb по сравнению с чистыми металлами, проблема коррозии и др.). Более детальный анализ применимости сплава NaPb в качестве теплоносителя БР — предмет дальнейших исследований.

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. *Казачковский О.Д, Старков О.В., Кочеткова Е.А. и др*. Некоторые особенности сплавов системы натрий-калий-цезий // Атомная энергия. - 1992. - Т.73. - Вып.6. - С.500-502.

3. Lane J. Fluid Fuel Reactors. Addison Wesley, 1958. - P.743-747.

4. Бабичев А.П., Бабушкина Н.А., Братковский А.М.и др. Физические величины: Справочник / Под. ред. И.С. Григорьева, Е.З. Мелихова. - М.: Энергоатомиздат, 1991.

5. Боришанский В.М., Кутателадзе С.С., Новиков И.И., Федынский О.С. Жидкометаллические теплоносители. - М.: Атомиздат, 1976.

6. *Уолтер А., Рейнольдс А*. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах. Пер. с англ. - М.: Энергоатомиздат, 1986.

7. Shmelev A.N., Kulikov G.G., Apse V.A. et al. Radiowaste Transmutation in Nuclear Reactors // Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation. - IAEA, Vienna, 1993. - P.77-86.

8. *Kuzmin A.M., Okunev V.S., Morin D.V., Novikov A.E.* DRACON-M Modernized Computer Code for Investigation with Account of Safety Functionals. - Всб.: Проблемы безопасности ядерно-энергетических установок: Тезисы докладов IX семинара по проблемам физики реакторов (Москва, 4 - 8 сентября 1995 г.). - М.: МИФИ, 1995. - Т.1. - С.208-209.

9. *Кузъмин А.М., Окунев В.С.* Некоторые тенденции изменения физических характеристик быстрых реакторов при оптимизации с ограничениями на функционалы безопасности // Атомная энергия. - 1996. - Т.80. - Вып.6. - С.429-437.

Поступила в редакцию 29.11.99.

УДК 621.039.526

ИССЛЕДОВАНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК ВНУТРЕННЕЙ САМОЗАЩИЩЕННОСТИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА С НАТРИЕВО-СВИНЦОВЫМ ОХЛАЖДЕНИЕМ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

А.М. Кузьмин, В.С. Окунев

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

В статье представлены некоторые оптимизированные характеристики естественной безопасности быстрых реакторов, охлаждаемых сплавом натрий-свинец, полученные на установке типа БН-800 с нитридным смешанным топливом и анализ ситуации типа ATWS. Результаты могут быть полезны при создании нового поколения ядерных реакторов.

введение

P

Концепция натриево-свинцового охлаждения активной зоны реактора на быстрых нейтронах (БР), основанная на объединении преимуществ реакторов типа БН и БРС, не лишена недостатков и в то же время обладает рядом достоинств по сравнению с традиционными БР с натриевым охлаждением с точки зрения возможности достижения внутренней самозащищенности от аварий [1]. В работе [1] приведены результаты предварительного анализа потенциальной возможности охлаждения активной зоны быстрых бридеров бинарным сплавом NaPb с различным массовым содержанием свинца, представлены результаты расчетов пустотного эффекта реактивности (ПЭР) и отдельных составляющих температурного коэффициента реактивности в таких реакторных установках (РУ). Показано, что замена натрия в I контуре РУ типа БН-800 сплавом NaPb приводит к увеличению ПЭР. Причем основным сдерживающим фактором минимизации ПЭР является ограничение на радиус активной зоны. За счет увеличения радиуса, уплощения активной зоны и уменьшения толщины экранов имеется возможность уменьшения ПЭР. Таким образом, эффект, проявляющийся при наиболее неблагоприятном развитии аварийной ситуации с потерей теплоносителя I контура (осушение центральной зоны), может быть снижен до значения, не превышающего эффективную долю запаздывающих нейтронов. При этом радиальные размеры активной зоны будут соответствовать проектным для БН-800. При снижении требований к бридинговым характеристикам имеется потенциальная возможность дальнейшего снижения ПЭР до отрицательных значений. Таким образом, в БР, охлаждаемых сплавом NaPb, может быть достигнута внутренняя самозащищенность от аварийных ситуаций типа LOCA (потеря теплоносителя I контура).

Целью настоящей работы является исследование возможностей обеспечения

[©] А.М.Кузъмин, В.С.Окунев, 2000

внутренней самозащищенности БР с натриево-свинцовым теплоносителем от аварий других типов. Рассматриваются наиболее опасные аварийные ситуации, сопровождающиеся отказом аварийной защиты [2]:

• LOF WS - нарушение принудительной циркуляции теплоносителя в I контуре;

• LOHS WS - нарушение теплоотвода от I контура;

• TOP WS - несанкционированное увеличение мощности (ввод положительной реактивности);

• OVC WS - захолаживание теплоносителя I контура.

Исследования проводились для традиционной компоновки БР типа БН-800 со смешанным нитридным топливом, в которой натриевый теплоноситель заменен сплавом NaPb с массовым содержанием свинца 10% [1].

СЦЕНАРИИ РАЗВИТИЯ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ

При анализе режима LOF WS постулируется полное прекращение принудительной циркуляции теплоносителя в I контуре и, как следствие этого, снижение расхода G до значения G_{EU}, соответствующего естественной циркуляции. Рассматривается гипотетический сценарий развития аварийного процесса LOHS WS - полное (100%) прекращение теплоотвода от I контура, что соответствует увеличению температуры T_{вх} теплоносителя на входе в активную зону до температуры выхода T_{вых} в номинальном режиме работы РУ. В аварийном режиме TOP WS постулировался одновременный вывод из активной зоны обоих стержней регулирования. При анализе процесса OVC WS предполагалось, что аварийная ситуация может быть инициирована двумя независимыми событиями - переводом главного циркуляционного насоса (ГЦН) на повышенную производительность, вследствие чего увеличивается расход теплоносителя через активную зону, и подключением резервной («холодной») петли, в результате которого на вход в активную зону реактора подается теплоноситель с температурой T_{вх}^{соvс}=T_{вх}- δ T_{вх}, где δ T_{вх}>0.

РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ

Расчеты проводились с помощью программ DRACON-M. Расчетно-оптимизационный комплекс DRACON-M позволяет рассматривать многозонные БР в R-Z геометрии с топливными сборками, содержащими цилиндрические твэлы. Расчетная модель реактора включает в себя описание нейтронно-физических и теплогидравлических процессов, нахождение прочностных характеристик оболочек твэлов и стенок кассет с учетом распухания материалов, ПЭР, плотностного и доплеровского коэффициентов реактивности, оценку натуральных и экономических показателей реактора. Распределения нейтронов и ценностей нейтронов определяются на базе 26-групповой системы констант в диффузионном приближении с использованием методов итерационного синтеза. Теплогидравлический расчет проводится в условиях идеального дросселирования теплоносителя по радиусу реактора при отсутствии перетечек тепла вдоль оси твэла.

В этих приближениях при среднем стационарном состоянии топлива находятся максимальные и средние по зонам энерговыделения коэффициенты воспроизводства топлива, кампании зон, подогревы теплоносителя $\Delta T_{\tau H}^{(o)}(r,z)$ и перепады температур по оболочке $\Delta T_{\sigma 6}^{(o)}(r,z)$ и топливу $\Delta T_{\tau}^{(o)}(r,z)$ на высоте z в точке r, напряжения в стенках кассет и другие характеристики.

Аварийные процессы описываются в приближении точечной нейтронной кинетики с учетом обратной связи по средним температурам. При этом зависимости от времени t средних температур топлива T_т(t) и теплоносителя T_{тн}(t) оцениваются в каждой зоне реактора исходя из предположения, что в любой момент вре-

мени имеются установившиеся температуры при характерных для каждой из рассматриваемых аварий и состояний реактора законах изменения входной температуры теплоносителя $T_{\text{вx}}(t)$, внешнего воздействия dr(t) на реактивность и расхода теплоносителя G(t). В результате находятся те моменты времени t_w , $t_{\text{тн}}$, t_{of} , t_{τ} , в которые максимальны мощность и соответствующие средние температуры (теплоносителя, оболочек твэлов, топлива). Максимальные температуры оцениваются по формулам

$$T_{TH}^{max}(r,t_{TH})=T_{BX}(t_{TH})+w(t_{TH})/G(t_{TH}) \max_{z}[\Delta T_{TH}^{(o)}(r,z)],$$

 $T_{\tau,o6}^{\max}(r,t_{\tau,o6}) = T_{\text{Bx}}(t_{\tau,o6}) + \max_{z} [\Delta T_{\text{TH}}^{(o)}(r,z)] w(t_{\tau,o6}) / G(t_{\tau,o6}) + \Delta t_{\tau,o6}^{(o)}(r,z)] w(t_{\tau,o6})],$

где w и G — относительные значения мощности и расхода соответственно.

Таблица	1
---------	---

Параметр	Значение
Тепловая (электрическая) мощность РУ, МВт	2100 (800)
Топливо	UN-PuN
Теплоноситель I контура (массовое содержание)	Na(90%)Pb(10%)
Средний подогрев теплоносителя по реактору, К	128
Массовый расход теплоносителя, кг/(м ² с)	8582
Обогащение топлива активной зоны, %	13,6/13,9
Диаметр топливной таблетки (активная зона), мм	6,69
Относительный шаг решетки твэлов активной зоны	1,15
Размеры активной зоны, см:	
радиус зоны малого обогащения	92,0
толщина зоны большого обогащения	66,7
высота активной зоны	61,6
Объемные доли, %:	
топливо	45,2/47,6
теплоноситель	32,8/30,8
чехлы ТВС	7,6/7,9
оболочки твэлов	11,5/12,0
дистанционирующая проволока	1,5/1,6
Максимальная температура ¹ , К:	
топлива	1476/1467
оболочек твэлов	822/819
теплоносителя	781/779
Максимальная линейная нагрузка на твэлы ¹ , Вт/см	490/485
ПЭР, % Δк/к:	
осушение центральной зоны	1,4421
осушение всего реактора	-0,0955
Коэффициент воспроизводства в активной зоне	1,06
Доля естественной циркуляции ¹ , %	5,53/5,47

Параметры БР с натриево-свинцовым охлаждением активной зоны

Примечание: через косую черту приведены значения, соответствующие зонам малого и большого обогащения; ¹ - соответствует режиму работы на номинальной мощности



Рис.1. Зависимость T_{TH}^{max} от времени выбега ГЦН в процессе LOF WS: 1 - в верхнем экране; 2 - в активной зоне

Оптимизационная задача решается итерационно с помощью метода последовательной линеаризации. Необходимые для этого коэффициенты чувствительности рассчитываются с помощью соотношений теории малых возмущений.

РЕЗУЛЬТАТЫ Исследований

Ограничение радиуса активной зоны (для обеспечения соответствия компоновки проекту БН-800) потребовало снижения относительного шага решетки твэлов до минимально допустимого (1,15), вследствие чего

доля естественной циркуляции для полученной компоновки мала - 5,53 и 5,47% (для зон малого и большого обогащения соответственно). Для подобной РУ с натриевым теплоносителем [1] доля естественной циркуляции - 17 и 12%, относительный шаг решетки твэлов - 1,206 и 1,209 в зонах малого и большого обогащения соответственно).

БР, охлаждаемый бинарным сплавом, характеризуется более высоким массовым расходом теплоносителя (по сравнению с БН) и низкими значениями максимальной температуры теплоносителя (меньшим подогревом) и оболочек твэлов в номинальном режиме работы реактора. Максимальная температура топлива и линейные нагрузки на твэлы для БР с натриевым и натриево-свинцовым теплоносителем приблизительно равны [1].

Неопределенность в сценариях развития аварийных ситуаций требует рассмотрения широкого диапазона возмущений δρ (реактивности), δG (расхода), δT_{вх} (входной температуры), инициирующих аварийные режимы, и различных значений времени (скорости) внесения возмущений.

Необходимо отметить, что основные тенденции поведения РУ и характер изменения функционалов, характеризующих уровень естественной безопасности БР с натриево-свинцовым теплоносителем в аварийных ситуациях, качественно не изменяются по сравнению с РУ типа БН. Так, при уменьшении значений времени $t_{\rm H}$ выбега ГЦН (снижения расхода теплоносителя до значения G_{EЦ}) максимум температуры теплоносителя смещается по высоте реактора из верхнего торцевого экрана в активную зону (рис.1), т.е. при $t_{\rm H} > 19 c$ температура теплоносителя максимальна в верхнем экране, при $t_{\rm H} < 19 c$ - в активной зоне. Последний случай соответствует охлаждению теплоносителя в верхнем экране («горячий» теплоноситель нагревает «холодное» топливо). Подобное явление наблюдается и в аварийном режиме LOHS WS, но выражено оно не так явно (рис.2).

В аварийной ситуации, инициируемой вводом ограниченной величины положительной реактивности при малых значениях времени t_p ввода (t_p<4 *c*) температура центра твэла (T_{τ}^{max}) достигает своего максимального значения (во времени) в переходном режиме при $t=t_p$, а при больших значениях t_p $(t_p>4 c)$ - в новом стационарном состоянии, установившемся в результате срабатывания обратных реактивностных связей при $t>t_p$ (рис.3).

Что касается процесса OVC WS, инициированного подключением «холодной» петли, то снижение Т_{вх} в аварийном процессе на 47 К не приводит к нарушению ограничения для максимальной температуры топлива, соответствующего номинальному режиму (Т^{max}<1800 К)



Рис.2. Зависимость $T_{\tau H}{}^{max}$ от времени изменения $T_{\scriptscriptstyle BX}$ в процессе LOHS WS: 1 - в верхнем экране; 2 - в активной зоне

му режиму (Т^{, max}≤1800 К). Даже при гипотетическом уменьшении Т_{вх} на 100 К сохраняется значительный запас до плавления топлива.

При двукратном увеличении расхода (производительности ГЦН) в I контуре за 5 с и более (аварийная ситуация OVC WS, инициированная переводом ГЦН на повышенную производительность) максимальная температура топлива также не достигает предельно допустимого значения.

Отметим, что ограничение для максимальной температуры теплоносителя Т_{тн}^{max} ≤1156 К соответствует началу кипения чистого натрия. При использовании



Рис.3. Зависимость T_{τ}^{max} от времени ввода положительной реактивности: 1 - переходный режим; 2 - режим, установившийся в результате срабатывания обратных реактивностных связей

сплава NaPb в качестве теплоносителя температура его кипения увеличивается. При малом массовом содержании свинца это увеличение незначительно и практически не оказывает заметного влияния на самозащищенность. Расчеты на основании закона Рауля [3] предсказывают увеличение температуры кипения сплава 90%Na-10%Pb по сравнению с чистым натрием на 1,4 К.

Значения основных функционалов, определяющих уровень внутренней самозащищенности РУ от тяжелых аварий, приведены в табл.2,3. В табл.2 приведены значения максимально допустимых возмущений (в т.ч. гипотетических), инициирующих ситуации

Таблица 2

Максимально допустимые возмущения, инициирующие не приводящие к аварии ситуации типа ATWS,

Возмущение	Максимальная	Мощность РУ в новом стационарном состоянии, %	
	теплоносителя	топлива	номинальной
Уменьшение расхода (гиперболический закон) при t _н =6 с	1156 ¹	Уменьшается со временем	12
Ввод положительной реактивности 0,9β ²⁾ за 1,5 с (гипотетический случай)	807	1800 ¹	142
Уменьшение температуры Т _{вх} теплоносителя на входе в активную зону на 47К за 10 с	Не превышает максимально и минимально допустимые значения	1800 ¹	139/145
Увеличение Т _{вх} до значения, соответствующего температуре Т _{вых} на выходе, за 5 с	Не превышают максимально допустимые значения		Уменьшается практически до уровня остаточного тепловыделения
Увеличение расхода в два раза ³ за 10 с	Не превышает максимально и минимально допустимые значения	1661	131

Примечание: через косую черту приведены значения, соответствующие зонам малого и большого обогащения; ¹ - предельно допустимое значение; ² - соответствует суммарному реактивностному "весу" обоих стержней регулирования (β - эффективная доля запаздывающих нейтронов); ³ - может быть исключено детерминистически

Таблица 3 Значения основных функционалов в аварийных ситуациях типа ATWS

Аварийный режим	Максимальная температура, К	
	топлива	теплоносителя
LOF WS (t _н =30 с, Н _{эф} =8,9 м)	Уменьшается со временем	978/969
ТОР WS (ввод 0,9 β за 10 с)	1658/1648	807/804
LOHS WS (Т _{вх} увеличивается до Т _{вых} за 10 с)	Не превышает допустимое	818/812
(LOF+TOP+OVC) WS, OVC запаздывает на 40 с и инициирован снижением Т _{вх} на 30 К за 10 с	Не превышает значения, соответствующего номинальному режиму	1029/1023

типа ATWS, не приводящих к аварии, в табл.3 - максимальная температура теплоносителя и топлива (в центре твэла) в конкретных аварийных ситуациях.

Отметим, что ни одна из рассмотренных аварийных ситуаций в БР, охлаждаемом сплавом 90%Na-10%Pb, не приводит к аварии. Это замечание относится и к различным комбинациям аварийных режимов. Так, одна из наиболее опасных комбинаций для БР с жидкометаллическим охлаждением - неодновременное наложение процессов (LOF+TOP+OVC) WS - в реакторе с натриево-свинцовым теплоносителем не приводит к нарушению ограничений для основных функционалов, характеризующих внутреннюю самозащищенность (табл.3).

В заключение отметим, что добавление небольшой части свинца (10% по массе) в натриевый теплоноситель позволяет повысить уровень внутренней самозащищенности РУ типа БН даже при самых неблагоприятных компоновочных решениях (малом шаге решетки твэлов, низкой доле естественной циркуляции).

Литература

1. *Кузьмин А.М., Окунев В.С., Шмелев А.Н*. О физических характеристиках быстрых реакторов, охлаждаемых сплавом Na-Pb//Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2000. - №2.

2. *Wade D.C., Fujita E.K.* Trends Versus Reactor Size of Passive Reactivity Shutdown and Control Performance // Nuclear Science and Engineering: 103, 122-195 (1989).

3. Боришанский В.М., Кутателадзе С.С., Новиков И.И., Федынский О.С. Жидкометаллические теплоносители. - М.: Атомиздат, 1976.

Поступила в редакцию 29.11.99.

УДК 621.039.526

ВЫБОР ОСНОВНЫХ ПАРАМЕТРОВ И ХАРАКТЕРИСТИКИ ПЕРСПЕКТИВНОГО БЫСТРОГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

<u>В.И. Матвеев, В.А. Елисеев, И.В. Малышева</u>

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



Большой опыт проектирования и эксплуатации быстрых энергетических реакторов послужил основой для разработки концепции перспективного быстрого реактора нового поколения, отвечающего всем новым требованиям по внутренней (естественной) безопасности, высокой экологичности топливного цикла и экономии природного урана даже при невысоких показателях воспроизводства.

введение

В настоящее время в развитых странах наблюдается существенное снижение темпов развития ядерной энергетики. Это связано со многими причинами, в том числе с негативным отношением населения в связи с риском ядерных аварий и радиационных загрязнений. В то же время большинству ученых и специалистов очевидно, что не существует какой-либо реальной альтернативы ядерной энергетике в связи с исчерпанием традиционных видов топлива и необходимостью решения проблем все усиливающегося загрязнения окружающей среды продуктами сгорания. Очевидно также, что в следующем веке в связи с ростом народонаселения и экономическим ростом развивающихся стран, прежде всего в Азии, потребуется значительное увеличение производства энергии. Осуществить это возможно лишь за счет развития ядерной энергетики с использованием быстрых реакторов-бридеров. Но для этого должна быть разработана и представлена обществу новая ядерная технология, которая станет основой для последующего широкомасштабного развития ядерной энергетики. Эта точка зрения активно пропагандируется и обосновывается Е.О. Адамовым и В.В. Орловым [1,2]. Ими сформулированы основные требования, которым должна удовлетворять новая ядерная технология:

• снижение более чем на порядок удельного потребления природного урана;

 убедительная демонстрация безопасности крупномасштабного производства энергии на АЭС в течение длительного периода времени при детерминистическом исключении аварий с катастрофическим выбросом радиоактивных веществ в окружающую среду при любых реализуемых ошибках персонала, отказах оборудования и внешних воздействиях, за исключением ядерных ракетных ударов;

• убедительно доказуемая безопасность захоронения радиоактивных отходов на многие тысячи лет без нарушения природного радиационного баланса;

© В.И. Матвеев, В.А. Елисеев, И.В. Малышева, 2000

 укрепление международного режима нераспространения ядерного оружия технологическими мерами путем исключения возможности использования этой технологии для извлечения плутония и урана-233 из топлива, циркулирующего в замкнутом топливном цикле, или кражи топлива;

 снижение стоимости АЭС по сравнению со стоимостью существующих ядерных энергоблоков и сокращение расходов на производство электроэнергии в целях восстановления конкурентоспособности ядерной энергетики по отношению к ископаемому топливу;

• ядерная технология, отвечающая требованиям большой энергетики по безопасности и экономике, может быть создана только на основе того, что уже освоено в энергетической и военной ядерной технике.

Быстрые энергетические реакторы с натриевым теплоносителем обладают всеми необходимыми свойствами и качествами для их широкого использования в ядерной энергетике следующего века [3]. Они отвечают всем перечисленным условиям и требованиям, и, самое главное, накоплен большой и положительный опыт их использования в промышленном масштабе. Так, реактор БН-600 бесперебойно работает в течение 17 лет на номинальном уровне мощности с коэффициентом нагрузки ~0,75. Опыт эксплуатации реактора БН-600, быстрых энергетических реакторов, которые успешно использовались в других странах (PHENIX, SUPER-PHENIX, EBR-II и др.), а также опыт проектирования БН-800, БН-1600, ЕFR являются надежной основой для создания нового быстрого энергетического натриевого реактора большой мощности, отвечающего современным требованиям ядерной энергетики.

В статье приводятся результаты исследований по определению и обоснованию основных параметров двух вариантов активной зоны перспективного быстрого энергетического реактора мощностью 1600 МВт(эл) с натриевым теплоносителем. Первый вариант - это реактор-бридер с зонами воспроизводства, имеющий коэф-фициент воспроизводства КВ ~1.3, обладающий свойствами пассивной безопасности и имеющий нулевые величины натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР) и запаса реактивности на выгорание. Второй вариант - предварительная проработка концепции реактора с КВА~1, не имеющего зон воспроизводства и работающего в замкнутом топливном цикле без разделения плутония и урана при химпереработке облученного топлива.

ВЫБОР ОСНОВНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ПЕРСПЕКТИВНОГО БЫСТРОГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Главные требования, предъявляемые к концепции перспективного быстрого энергетического реактора с натриевым теплоносителем, связаны с обеспечением высокой экономичности, самозащищенности (обеспечение принципов внутренней безопасности) и высокой экологичности топливного цикла.

Выбор мощности реакторной установки

Опыт отечественных и зарубежных разработок указывает на целесообразность выбора большой мощности для перспективного быстрого энергетического реактора, поскольку это является главным фактором в снижении капитальных затрат. Для рассматриваемого реактора выбрана мощность 1600 МВт(эл) (4200 МВт(тепл)).

Выбор топлива

Физические свойства быстрого реактора, определяющие его безопасность и эффективность топливного цикла, могут быть существенно улучшены при использовании плотных видов топлива. В различных проектах рассматривалось карбидное, нитридное и металлическое топливо. Каждое из них имеет свои особенности в изготовлении, поведении под облучением и радиохимической переработке. В результате анализа многочисленных физических, теплофизических и технологических факторов для перспективного реактора с натриевым теплоносителем предпочтение было отдано нитридному топливу. Поскольку для этого топлива характерно значительное поглощение нейтронов на азоте-14 с образованием экологически опасного углерода-14, предполагается использовать азот, обогащенный изотопом N-15.

В качестве материала контактного подслоя предполагается использование гелия, т.к. для образования натриевой полости газосборники должны находиться под активной зоной, а максимальную глубину выгорания топлива для перспективного реактора - выбрать равной 15% т.а. При этом высота газосборной полости в твэле должна составлять около 100 см.

При заданной глубине выгорания кампания активной зоны будет составлять около пяти лет. Ввиду незначительного изменения реактивности и достаточно хорошей стабильности полей тепловыделения длительность межперегрузочного интервала может составлять один год. Ввиду желательной сезонности остановок реактора на перегрузки целесообразно установить длительность непрерывной работы между перегрузками 10 мес. (300 эфф. сут.) и 2 мес. - длительность остановки на перегрузку. При этом кратность перегрузок будет равна пяти. В принципе, в таких активных зонах возможен и двухлетний интервал непрерывной работы между перегрузками.

Обеспечение самозащищенности реактора на основе развития свойств внутренней безопасности

В проекте рассматривается активная зона, в которой совмещены две важные характеристики безопасности - нулевое значение НПЭР и нулевой запас реактивности на выгорание.

Первое обеспечивается за счет небольшой высоты активной зоны (~75 см) и расположением над ней натриевой полости (по типу активной зоны, реализованной в проекте БН-800). Эта полость образована пустыми чехлами ТВС, в которых отсутствуют какие-либо конструктивные элементы, и заполнена натрием, выходящим из активной зоны. Высота этой полости около 50 см. В случае закипания натрия отрицательная составляющая НПЭР в этой полости компенсирует его положительную составляющую в активной зоне. В центральной части активной зоны локальный пустотный эффект, естественно, остается положительным, и в гипотетическом случае образования газового пузыря во всей активной зоне он может достигать 2% $\Delta k/k$. Однако, чтобы реально получить эффект на уровне $\beta_{эф\phi}$ (~0.36% $\Delta k/k$), объем такого пузыря должен составить около 1м³ и заполнить группу из ~100 ТВС (причем заполнить мгновенно, чтобы пузырь не успел попасть в натриевую полость). В более реальном случае мгновенной закупорки и осушения групны из семи ТВС локальный пустотный эффект не превысит 0.03% $\Delta k/k$, что меньше 0.1 $\beta_{3\phi\phi}$.

Нулевой запас реактивности обеспечивается высокой объемной долей нитридного топлива (~45-50%). В результате этого в активной зоне не требуется эффективная система компенсации выгорания, а время между перегрузками может быть достаточно большим.

Кроме того, для обеспечения пассивной (внутренне присущей) безопасности установки линейная напряженность твэлов должна быть достаточно низкой - не выше 380 Вт/см. Низкая линейная теплонапряженность, а также требование топливной экономичности (т.е. больших диаметров твэлов) приводят к максимально большому диаметру активной зоны, который как с конструкторской точки зрения, так и с точки зрения приемлемой стабильности поля тепловыделения составляет около 5 м. Этими условиями определяется и количество твэлов в TBC - 331 шт. Обеспечение указанных характеристик, а также оптимальный выбор других параметров (температур натрия на входе и выходе из активной зоны, технических решений по обеспечению необходимого выбега насосов I контура, уровня естественной циркуляции и ряда других) позволяют обеспечить устойчивость реактора к любым запроектным авариям.

Характеристики воспроизводства

Анализ возможных сценариев развития ядерной энергетики России в ближайшем будущем показывает, что перспективные быстрые реакторы могут обладать весьма умеренными характеристиками воспроизводства. В максимальном случае может потребоваться значение КВ~1,3; в минимальном - КВ~1. Из ряда других соображений, в первую очередь безопасности, целесообразно в перспективном быстром энергетическом реакторе иметь КВ=КВА~1. В таких реакторах может быть организован практически идеальный топливный цикл с точки зрения ядерного нераспространения. В них нет зон воспроизводства, вместо них - стальные отражатели. Химпереработка выгоревшего топлива будет производиться с целью отделения только продуктов деления, а не плутония, т.к. необходимость отделения последнего отсутствует. Таким образом, на любых этапах топливного цикла нарабатываемый плутоний всегда будет находиться в смеси с ураном-238.

Экология

При проектировании реактора используется принцип минимизации радиоактивных отходов, возникающих в процессе работы АЭС и при снятии с эксплуатации. Этот принцип предполагает использование малоактивируемых сталей, установку эффективной защиты вокруг активной зоны, существенно снижающей активацию отдаленных узлов реактора.

Функционирование ядерной энергетики приводит к накоплению значительных количеств отработанного топлива, содержащего высокоактивные долгоживущие актиниды (включая изотопы плутония). Кроме того, необходима утилизация значительных количеств высвобождающегося оружейного плутония. Эти задачи могут быть эффективно решены с помощью быстрых реакторов-выжигателей, для которых КВ<1. Реакторы-выжигатели отличаются от бридеров рядом принципиальных изменений в конструкции активной зоны, основными из которых являются

• замена воспроизводящих экранов на невоспроизводящие (например, на стальные);

• высокое обогащение топлива (до 40-45%);

• и, возможно, использование принципиально иного топлива на основе инертной матрицы (без урана-238).

Таким образом, в соответствии с возникшей конъюнктурой в будущем может появиться спрос на быстрые энергетические реакторы с разными значениями коэффициентов воспроизводства. Удовлетворение всех перечисленных требований и тенденций может быть осуществлено с помощью одного типа быстрых реакторов большой мощности с натриевым теплоносителем, имеющих универсальную конструкцию, которая позволяет устанавливать различные типы активных зон, эффективно выполняющих ту или иную функцию.

Конструктивные параметры

Конструктивные параметры обоих вариантов активных зон перспективного реактора приводятся в табл.1. Шаг установки ТВС этого реактора был выбран таким же, как и в концепции европейского быстрого реактора EFR (188 мм). Толщина стенок чехла из сталей ферритного класса (2.5мм) определялась условиями длительной прочности при расчетном перепаде давлений теплоносителя, а межпакетный зазор (4мм) - формоизменением чехлов.

Картограмма активной зоны такого реактора показана на рис.1. В первом варианте активная зона окружена сбоку и снизу воспроизводящими экранами. Толщина бокового экрана - 1 ряд ТВС, нижнего торцевого - 30 см. Необходимым элементом этой активной зоны является аксиальная воспроизводящая прослойка толщиной ~15 см, которая положительно влияет на оба параметра - уменьшает запас реактивности на выгорание (на ~0.3% $\Delta k/k$) и примерно на столько же снижает НПЭР. Во втором варианте никаких зон воспроизводства нет.

ПРОГРАММЫ И МЕТОДЫ РАСЧЕТА ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК

Основная масса расчетов выполнялась в диффузионном приближении с помощью программного комплекса ТРИГЕКС [5] в трехмерной гексагональной геомет-

Таблица 1

Конструктивные параметры активной зоны перспективного реактора

Мощность реактора, МВт	1600 (эл) 4200(тепл)			
Температуры на входе \ выходе из реактора	390 \ 510°C			
Тип активной зоны	Гетерогенная с акс. прослойкой и воспр. экранами	Гомогенная со стальными экранами		
Экв. радиус акт. зоны, см	249	.1		
Высота активной зоны (с прослойкой), см	75.0	77.0		
Высота воспроизводящей прослойки, см	15.0	-		
Высота натриевой полости, см	50.	0		
Высота нижнего торцевого экрана, см	30.0	-		
Число ТВС в активной зоне	600			
Число ячеек со стержнями СУЗ (в ЗМО)	37	7		
Число ячеек в боковом экране	96	-		
Топливо	UN ¹⁵ -PuN ¹⁵			
Эфф. плотность топлива, г/см ³	11.5			
Средняя глубина выгорания топлива, % т.а.	10	10.		
Макс. глубина выгорания топлива, % т.а.	~1	5.		
Кампания топлива, лет (эфф.сут.)	5 (1500)	5.5 (1650)		
Длительность межперегрузочного интервала, мес.	10	10		
Размер ТВС под ключ * толщ. чехла, мм	184*2.5			
Количество твэлов в ТВС	331			
Диаметр твэлов * толщина оболочки, мм	8.4*.55	8.6*.55		
Макс. лин. напряженность твэлов QI ^{max} , Вт/см	390	390		
Объемные доли: - топливо	.453	.48		
- сталь	.211	.21		
- натрий	.336	.31		



Рис.1. Картограмма расположения ТВС и органов СУЗ в активной зоне: ТВС ЗМО (372 шт.), ТВС ЗБО (228 шт.), стержни СУЗ (37 шт.), ТВС БЭ (96 шт.)

рии. Использовалась библиотека констант БНАБ-93 и система их подготовки CONSYST [6]. Это основные расчетные инструменты, которые используются в ФЭИ для расчета быстрых реакторов.

Результаты расчета физических характеристик реактора

Результаты физических расчетов первого варианта активной зоны на нитридном топливе представлены в табл.2.

СИСТЕМА РЕГУЛИРОВАНИЯ

По правилам ядерной безопасности в реакторе должно быть не менее двух независимых систем останова. В данной концепции рассматриваются две системы независимых активных стержней СУЗ с электромеханическими приводами - система быстрого останова реактора АЗ и система компенсации эффектов реактивности КС (в данной концепции запас реактивности на выгорание топлива близок к нулю, поэтому мощная система компенсации не требуется). Кроме того возможно использование нескольких стержней с пассивными принципами срабатывания.

Рассмотрим требования российских нормативных документов по ядерной безопасности реактора. Активным зонам свойственны следующие эффекты реактивности:

- температурный эффект (%∆k/k) - 0.25;

мощностной эффект (%
$$\Delta$$
k/k) - 0.41;

- эффект выгорания топлива (%∆k/k) 0.35;
- нептуниевый эффект (%∆k/k) 0.10;
- доля запаздывающих нейтронов $\beta_{
 m эф\phi}$ 0.00366.

Оценки показывают, что для выполнения Правил по балансам реактивности

стик активной зоны на нитридном топливе				
Характеристи	тка	Величина		
Обогащения, ЗМО/ЗБО	D, %	14.79/19.95		
Загрузка по плутонию,	т	9.406		
ρ _{выг} , % Δk/k		-0.25		
НПЭРаз, % ∆k/k ***		+2.87		
НПЭРр, % ∆k/k ***		+0.20		
Q _v ^{max} , Вт/см ³ , ЗМО/ЗБ	0	425 / 420		
Ф ^{max} , 10 ¹⁶ н/см ² с, ЗМО/ЗБО		0.449 / 0.486		
I ^{max} (полный флюенс), 10 ²³ н/см ²		8.33		
Е₅ (доля быстрых н-ов	в спектре)	0.618		
Показатели воспр-ва:	BR	1.252		
	BRaз	0.692		
	BRаз+взв	0.914		
	BRнтэкр	0.242		
	ВКбэкр	0.096		

Таблица 2 Результаты расчетов основных характеристик активной зоны на нитридном топливе

Пояснение: *** - расчет на конец цикла с поднятыми стержнями; предполагается обогащение свежего (подпиточного) топлива по плутонию (сумме всех изотопов); под загрузкой понимается суммарная подпитка активной зоны плутонием за кампанию; р_{выг} - потеря реактивности от выгорания за межперегрузочный интервал (около 2 лет); НПЭРр (НПЭРаз) - интегральный пустотный эффект и эффект в активной зоне (определяется в состоянии "конец цикла" при выведенных стержнях СУЗ); Q,^{max}, Ф^{max} максимальная объемная теплонапряженность и нейтронный поток в ЗМО и ЗБО (соотношение объемной и линейной теплонапряженностей: Q_l =0.925Q_v); I^{max}, E₆ - максимальный флюенс (полный) и доля быстрых нейтронов в спектре

суммарная эффективность обеих систем (АЗ и КС) должна составлять ~3.9% $\Delta k/k$. Расчетная эффективность всей системы СУЗ из 37 стержней составляет 5.50% $\Delta k/k$, что достаточно для выполнения балансов реактивности с необходимым запасом.

КОНЦЕПЦИЯ РЕАКТОРА С КВА~1

Второй вариант активной зоны реактора с КВА~1 предназначен для работы в ядерном топливном цикле, защищенном технологическими мерами от использования для производства ядерного оружия. Такой реактор не должен иметь зон воспроизводства (воспроизводящих экранов). Его работа рассматривается исключительно в замкнутом топливном цикле в режиме рециркуляции собственного ядерного топлива. Здесь предполагается особая технология переработки облученного топлива, обеспечивающая только отделение осколков, а уран, плутоний и другие актиниды не разделяются, все время оставаясь в виде смеси. Удаленные осколки при рефабрикации топлива замещаются равным количеством обедненного урана-238.

Физические особенности и выбор исходных данных

Главная особенность активной зоны с таким топливным циклом состоит в том, что в ней нет прямой возможности влиять на критичность - например, нельзя увеличить обогащение топлива (поскольку уран и плутоний не разделяются при переработке), а можно только уменьшить, разбавляя его обедненным ураном. Влиять на критичность можно лишь косвенно - через достижение необходимых характеристик воспроизводства в активной зоне. Уровень воспроизводства должен быть таким, чтобы количество делящихся изотопов в процессе рециркуляции топлива, по крайней мере, не снижалось. Кроме того в процессе работы в топливе накапливаются осколки, которые поглощают нейтроны втрое сильнее, чем уран-238, поэтому для поддержания критичности активная зона должна иметь определенное избыточное воспроизводство для компенсации захвата на осколках.

Этими особенностями объясняется выбор вида топлива и других исходных параметров данного варианта активной зоны. Для достижения необходимого уровня воспроизводства необходимо использовать опять же нитридное топливо на основе обогащенного азота-15 с объемной долей около 48%. Выбор соотношения размеров активной зоны (высота 76 см, диаметр 5 м) и наличие над активной зоной натриевой полости продиктованы необходимостью обеспечить нулевую величину НПЭР. Более подробно исходные параметры такой активной зоны представлены в табл.1.

В табл.2 для иллюстрации представлены расчетные оценки по выбору объемной доли топлива в таком реакторе. Можно видеть, что доля 45% (как в первом варианте) для самовоспроизводства топлива недостаточна, и такой реактор не достигает критичности. Доля 46.5% достаточна для самовоспроизводства, и такая активная зона уже может работать в режиме рециркуляции собственного топлива. Однако в этом случае наблюдается падение реактивности от выгорания топлива, поскольку паразитное поглощение нейтронов на осколках компенсируется не полностью. В то же время нулевой запас реактивности на выгорание является одним из важнейших требований к перспективному быстрому реактору. Полностью скомпенсировать поглощение на осколках возможно, если увеличить долю топлива до 48%. Однако в этом случае при рециркуляции всего топлива реактор оказывается существенно надкритическим. Для приведения реактора к критическому состоянию при рефабрикации топлива надо возвращать в активную зону не всю уран-плутониевую смесь, а только 94% ее; остальное ее количество так же, как и осколки, замещаются обедненным ураном-238. В таком случае изменение реактивности от выгорания будет не более $\beta_{3\phi\phi}$. Отметим, что совершенно неизменную реактивность за весь межперегрузочный интервал получить не удается, поскольку с выгоранием она нелинейно изменяется.

В процессе рециркуляции в таком реакторе устанавливается изотопный состав плутония и актинидов: $Pu^{239}/Pu^{240}/Pu^{241}/Pu^{242} = 61/31/4.5/3.0$ %. Доля младших актинидов в таком топливе невелика - не более 5% от суммы изотопов плутония. В основном, они представлены изотопами Pu^{238} , Am^{241} , Am^{243} (по ~1.5% каждый). Суммарное содержание плутония и младших актинидов в топливе составляет около 15%.

Ta	бл	ип	а	3
iu	0,1		,u	-

Зависимость	К _{эфф} иКВ	в реактора	OT
объемной до	ЛИТОПЛИВ	а (без уче	та компен-
сации избыто	чной реак	тивности с	тержнями
СУЗ)	-		-

Доля топлива		45%	46.5%	48% [*]
Начало цикла:	К _{эфф}	0.996	1.013	1.003
	КВ	1.000	1.062	1.108
Конец цикла:	К _{эфф}	0.985	1.001	1.001
	КВ	0.976	1.001	1.027

*)Количество актинидов на каждой перегрузке уменьшалось в 1.08 раза)
Для этого варианта активной зоны возможны различные способы выравнивания поля тепловыделения как за счет разного состава (т.е. объемной доли топлива), так и за счет обогащения топлива. Однако при использовании первого способа объемная доля топлива в 3БО должна достигать ~60%, что существенно усложнит организацию дросселирования расходов и охлаждения активной зоны. Второй способ лишен этого недостатка - он реализуется за счет некоторого усложнения процесса рефабрикации топлива. При рефабрикации удаляемые из отработавшего топлива осколки (~10%) замещаются соответствующим количеством обедненного урана. Однако добавлять уран следует не во все топливо, а только в часть его, предназначенную для ЗМО. Кроме того, часть топливной смеси (~6%) после переработки оказывается "лишней" и также должна быть заменена обедненным ураном. Последняя замена опять же делается только для топлива ЗМО. Таким образом может быть сформировано топливо двух обогащений, соотношение которых достигает ~1.30. Этого достаточно для удовлетворительного выравнивания поля тепловыделения по радиусу активной зоны.

Физические характеристики реактора с КВА~1

Основные физические характеристики активной зоны с КВА~1 представлены в табл. 4. Можно отметить, что с физической точки зрения этот вариант не вызывает каких-либо проблем и ни в чем не уступает первому.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В статье рассмотрены подходы к формированию концепции перспективного быстрого энергетического реактора с натриевым теплоносителем и приведены результаты расчетных исследований такого реактора.

Основу этой концепции составляет требование внутренне присущей (пассивной) безопасности реактора, позволяющее полностью исключить вероятность тяжелых аварий с разрушением активной зоны при любых отказах оборудования и ошибках персонала. Этим требованием продиктован выбор практически всех параметров реактора.

В рамках этой концепции рассматриваются два варианта активной зоны. В первом варианте представлен "привычный" быстрый реактор-бридер с небольшим избыточным воспроизводством (КВ~1.3), имеющий внутреннюю и внешние зоны воспроизводства. В этом варианте реактора достигаются нулевые значения НПЭР и запаса реактивности на выгорание, а также свойства пассивной безопасности.

Во втором варианте представлена предварительная проработка реактора без

Таблица 4

Характеристика	Величина
Содержание плутония в топливе, ЗМО/ЗБО, %	11.9 / 15.5
Содержание плутония в активной зоне, т	9.98
Потеря реактивности от выгорания $\rho_{\text{выг}}$, % Δ k/k	0.06
НПЭРаз, % ∆k/k	+2.01
НПЭРр, % ∆k/k	-0.20
Q _v ^{max} , Вт/см ³ , ЗМО/ЗБО	425 / 425
Ф ^{max} , 10 ¹⁶ н/см ² с, ЗМО/ЗБО	.437 / .481
Показатель воспроизводства КВА	1.067

Основные характеристики активной зоны с КВА~1

избыточного воспроизводства с КВ=КВА~1. Такой реактор не имеет зон воспроизводства. В нем может быть организован практически идеальный топливный цикл с точки зрения ядерного нераспространения. Химпереработка выгоревшего топлива будет проводиться только с целью отделения осколков, без разделения плутония и урана.

Исследования показали, что для обеспечения нулевого запаса реактивности на выгорание такой реактор должен обладать некоторым избыточным воспроизводством (КВА~1.07, что достигается за счет увеличения доли топлива до 48%), необходимым для компенсации паразитного поглощения на накапливающихся осколках. При этом заметная часть отработавшего топлива (~ 6%) оказывается "лишней" с точки зрения критичности реактора в следующей загрузке.

Замкнутый топливный цикл таких реакторов привлекателен с точки зрения минимального количества младших актинидов, содержание которых в уран-плутониевой смеси при многократной рециркуляции топлива не будет превышать 1%.

Литература

1. Адамов Е.О., Орлов В.В. Развитие атомной энергетики на базе новых концепций ядерных реакторов и топливного цикла / Международная конференция ТЖМТ-98 "Тяжелые теплоносители в ядерной энергетике" (Обнинск, октябрь 1998). - Обнинск: ФЭИ, 1998.

2. *Орлов В.В. , Филин А.И. и др.* Конструкция реакторов БРЕСТ электрической мощностью 300 МВт и 1200 МВт /Международная конференция ТЖМТ-98 "Тяжелые теплоносители в ядерной энергетике" (Обнинск, октябрь 1998). - Обнинск: ФЭИ, 1998.

3. *Матвеев В.И., Мурогов В.М., Поплавский В.М.и др.* Современная концепция развития реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. //Теплоэнергетика. - 1994. - №5.

4. *Matveev V. et al.* Physics Concept Development of Power Fast Reactor of Maximum Attainable Safety Level: Proc. on Int. Topical Meeting "Sodium Cooled Fast Reactor Safety" (Obninsk, Russia, October 3-7 1994). - Обнинск, 1994. - V. 3. - P. 4-37.

5. Серегин А.С. Аннотация программы ТРИГЕКС для малогруппового нейтронно-физического расчета реактора в трехмерной гексагональной геометрии. //ВАНТ. Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. - 1983. - Вып.4(33).

6. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Система групповых констант БНАБ-93. Ч. 1. Нейтронные и фотонные ядерные константы. // ВАНТ. Сер.: Ядерные константы. - 1996. - Вып. 1.

Поступила в редакцию 23.11.99.

УДК 621.039.52

ОСНОВЫ ВОЗМОЖНОЙ КОНЦЕПЦИИ И ОПТИМИЗАЦИЯ ХАРАКТЕРИСТИК БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С РАЗЛИЧНЫМИ ВИДАМИ ТОПЛИВА, ОХЛАЖДАЕМЫХ СПЛАВОМ Na-K-Cs

В.С. Окунев

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



Рассматриваются компоновки быстрых реакторов с различными видами топлива, охлаждаемых эвтектическим сплавом Na-K-Cs. Представлены результаты решения оптимизационных задач с ограничениями для функционалов безопасности, характеризующих аварийные ситуации типа ATWS.

введение

Предпосылки создания концепции реакторов на быстрых нейтронах (БР), охлаждаемых сплавом Na-K-Cs, сложились в ГНЦ РФ-ФЭИ. Авторами работы [1] было показано, что при определенных соотношениях концентраций компонентов такого сплава, в т.ч. соответствующих эвтектике 4,16%Na-22,08%K-73,75%Cs (в процентах указано массовое содержание компонентов), он не воспламеняется при температурах 300-1000 К. Однако низкая температура кипения такого сплава (по сравнению с температурой кипения чистого натрия 994 К) затрудняет его использование в качестве теплоносителя БР. Вызывает опасение безопасность такого реактора с точки зрения возможности обеспечения внутренней самозащищенности от тяжелых аварий (в т.ч. типа ATWS - аварийных ситуаций с отказом аварийной защиты). С другой стороны, цезий достаточно редок и масштаб его производства мал, что препятствует крупномасштабному строительству реакторных установок (РУ) с теплоносителем на его основе. Авторы настоящей работы не находят существенных факторов, препятствующих увеличению масштабов производства цезия. Кроме того, следует заметить, что цезий - продукт деления - может быть извлечен из отработанного ядерного топлива. Данная работа является логическим продолжением исследований, представленных в [2].

Использование эвтектического сплава Na-K-Cs для охлаждения БР - один из возможных вариантов на пути к достижению естественной безопасности. Сегодня такая концепция БР представляет собой чисто теоретический интерес - о строительстве подобных реакторных блоков речь не идет.

© В.С. Окунев, 2000

основы концепции

При проектировании РУ нового поколения вовсе не обязательно ориентироваться на традиционные теплоносители, технические решения и тем более привязываться к геометрическим размерам активных зон или корпусов действующих, строящихся или разрабатываемых проектов ЯЭУ.

Безопасность

В основу концепции положена ориентация на достижение естественной безопасности без отказа от использования щелочных металлов в качестве теплоносителя БР. Естественная безопасность достижима при отказе от приоритета технических средств, максимальном использовании пассивных средств обеспечения безопасности, а также при минимизации внутренне присущих РУ (естественных) факторов опасности.

Развитие концепции БР, охлаждаемых сплавом Na-K-Cs, возможно лишь при условии детерминистического исключения тяжелых аварий в таких РУ. Только БР, обладающие свойством внутренней самозащищенности от тяжелых аварий, смогут составить серьезную конкуренцию действующим или проектируемым РУ (типа БН или БРС).

Теплоноситель

В отличие от чистого натрия теплоноситель на основе эвтектического сплава Na-K-Cs не горит, в отличие от тяжелых металлов (Pb, Bi) детерминистически исключено его замерзание (такой сплав остается жидким при любых условиях: температура замерзания 195 К минимальна для всех жидких металлов [3]), а при оптимальном выборе параметров компоновки так же, как и в реакторах с натриевым охлаждением, можно исключить и кипение теплоносителя Na-K-Cs в наиболее опасных аварийных ситуациях (из числа ATWS). Поскольку калий и особенно цезий тяжелее натрия, можно надеяться на снижение пустотного эффекта реактивности (ПЭР) в БР, охлаждаемых эвтектическим сплавом Na-K-Cs.

С точки зрения возможности обеспечения эффективного теплоотвода от активной зоны БР сплав Na-K-Cs незначительно уступает натрию и обладает преимуществом по сравнению со свинцом и висмутом.

Топливо

В основу концепции положено использование нитридного топлива как разумного компромисса между тугоплавким оксидным (существенным недостатком которого является его низкая теплопроводность, приводящая к большим температурным градиентам, и низкая плотность, ухудшающая характеристики воспроизводства) и теплопроводным и плотным металлическим топливом (недостатками которого являются низкая температура плавления и плохая радиационная стойкость).

По сравнению с оксидным топливом нитрид обладает высокой теплопроводностью (незначительно уступая пористому металлическому топливу), лучшей совместимостью с теплоносителем, более высокой температурой плавления, лучшей способностью удерживать продукты деления, большим содержанием делящегося материала - на один атом тяжелого металла приходится один атом замедлителя; при использовании нитридного топлива достижим КВА ≈ 1 (КВА - коэффициент воспроизводства активной зоны). В то же время при высоких температурах (2000°С и выше для UN, 2600°С и выше для PuN) происходит разложение нитридного топлива. Исследования показывают (табл. 1, 2), что при оптимальном выборе параметров компоновки БР, охлаждаемого сплавом Na-K-Cs, такая температура не достигается даже в наиболее опасных аварийных ситуациях, сопровождающихся отказом аварийной защиты.

Компоновки БР, охлаждаемых сплавом Na-K-Cs

Таблица 1

Параметр	Вариант 1	Вариант 2	Вариант 3	Вариант 4
Топливо	UN-PuN UO ₂ -PuO ₂		UO ₂ -PuO ₂	UN-PuN
Теплоноситель	4,16%	Na-22,08%K-73	,75%Cs	Na
Управления:				
обогащение топлива, %	11,05/	13,4/	11,8/	6,9/
	15,46	20,6	21,4	15,8
диаметр топливной таблетки, мм	5,00	5,21	5,00	5,00
относительный шаг решетки твэлов	1,15/1,24	1,12/1,23	1,14/1,25	1,25/1,28
радиальные размеры зон, см	144,5	6/70,5	137,0/78,1	144,5/70,5
полувысота активной зоны, см		51	,0	
расход теплоносителя, кг/(м ² с)	4609/4609	4785/4521	4854/4633	4422/4422
Т _{вх} , К		471,1		639,1
объемная доля, %				
межкассетного теплоносителя	5,0/5,0	5,0/5,0	5,0/5,0	5,4/5,4
чехлов ТВС	6,1/6,1	5,4/5,4	5,0/5,0	6,5/6,5
Функционалы:				
средний подогрев теплоносителя, К	288	287	274	90
максимальная температура, К				
топлива	860/914	1036/1211	918/1239	765/977
теплоносителя	789/787	796/784	717/788	685/751
оболочки твэлов	793/797	800/796	720/800	689/762
КВА	1,06	0,81	0,80	1,06
ПЭР, % Δk _{эф} / k _{эф}				
осушение всего реактора	-0,608	0,094	0,026	0,372
осушение ЗМО	6,133	8,104	8,424	0,157
максимальная линейная нагрузка				
на твэлы, Вт/см	73/108	69/107	56/111	51/142
доля естественной циркуляции,%	13,3/16,4	12,1/16,8	10,7/16,8	3,8/6,7

Примечание: расчеты, представленные в табл.1-3, проведены по программе DRACON-M; через косую черту приведены значения, соответствующие ЗМО и 3БО

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ

Постановка задачи

Авторами рассматривалась традиционная компоновка БР средней мощности со смешанным нитридным топливом, содержащая две активные зоны разного обогащения - малого (3MO) и большого (3БО), - окруженные экранами.

В табл. 1 (Вариант 1) представлены результаты решения задачи минимизации ПЭР (реализующегося при осушении всего реактора). В качестве управляющих параметров рассматривались обогащение топлива, диаметр топливного сердечника, шаг решетки твэлов, размеры зон, расход теплоносителя в номинальном режиме работы реактора, температура теплоносителя на входе в активную зону, объемные доли компонентов активной зоны и др. Толщина бокового и торцевых экранов (45 см) не изменялась в процессе оптимизации.

В задачу оптимального проектирования включены ограничения для функционалов, характеризующих надежную работу РУ на номинальной мощности. Кроме

Таблица 2

Значения некоторых функционалов оптимизационной задачи, определяющих уровень внутренней самозащищенности БР, охлаждаемых сплавом Na-K-Cs

Функционалы	Вариант 1	Вариант 2	Вариант 3	Вариант 4		
LOF WS (одновр	еменное обест	очивание всех	ГЦН)			
Максимальная температура тепло- носителя в переходном режиме, К						
• t _H = 30 c	967/891	Кипит	973/931	780/875		
• t _H = 40 c	948/872	Кипит	955/904	775/856		
Максимальная температура топлива в переходном режиме ⁽¹⁾ , К						
• t _H = 30 c	987/947	—	1007/ —	785/ —		
• t _H = 40 c	966/941	—	984/ —	780/ —		
Максимальная температура тепло- носителя в установившемся режиме естественной циркуляции, К	899/817	Кипит	906/830	758/773		
Мощность РУ в установившемся ре- жиме естественной циркуляции теп- лоносителя, % номинальной	18,6	_	19,7	8,5		
TOP WS (одновременн	ый вывод обои	х стержней регу	/лирования)			
Максимальная температура топлива, К	966/1050 ⁽²⁾	1201/1430 ⁽²⁾	1068/1507	829/1151 ⁽²⁾		
Максимальная температура теплоносителя ⁽²⁾ , К	850/849	855/841	772/859	704/797		
Мощность РУ, % номинальной						
 установившийся режим 	123,5	122,2	126,9	146,9		
• переходный режим	126,7	126,9	131,8	146,9 ⁽²⁾		
OVC WS (перевод ГL	ЦН на повышенн	ную производит	ельность)			
Максимальная температура топли- ва ⁽²⁾ , К	897/1006	1129/1387	983/1404	802/1083		
Мощность РУ ⁽²⁾ , % номинальной	158,3	141,8	138,0	145,5		
OVC WS (подклк	учение "холодно	ой" резервной г	етли)	•		
Максимальная температура топли- ва ⁽²⁾ , К	936/1019	1149/1362	1016/1427	821/1180		
Мощность РУ ⁽²⁾ , % номинальной	123,1	119,9	123,4	164,1		
LOHS WS (прекращение теплоотвода от I контура)						
Максимальная температура тепло- носителя, К	792/808	797/819	766/812	735/757		
Неодновременное наложение LOF WS, TOP WS, OVC WS (при запаздывании OVC)						
Максимальная температура, К						
• теплоносителя		825/868				
• топлива		830/995				

Примечание: ⁽¹⁾ — температура топлива в 3БО максимальна в номинальном и уменьшается в переходном режиме работы реактора; ⁽²⁾ — максимум достигается в установившемся режиме; через косую черту приведены значения, соответствующие 3МО и 3БО

того, учитывалось ограничение для коэффициента воспроизводства активной зоны (КВА ≈ 1). Суммарный радиус активной зоны и бокового экрана ограничен значением 2,6 м.

Поскольку для БР, охлаждаемых сплавом Na-K-Cs, наибольшую опасность представляют аварии с нарушением теплоотвода от активной зоны (что объясняется более низкой по сравнению с натрием температурой кипения теплоносителя -994 К), рассматривались ограничения для функционалов, определяющих поведение реактора в аварийной ситуации LOF WS при полном прекращении принудительной циркуляции теплоносителя.

Оптимальная компоновка

В результате решения задачи поиска оптимального управления получена компоновка БР [2], охлаждаемого сплавом Na-K-Cs, обладающего отрицательным ПЭР (по реактору) и свойством внутренней самозащищенности практически от всех наиболее опасных для БР с жидкометаллическим теплоносителем аварий (типа ATWS: LOF WS, TOP WS, LOHS WS, OVC WS, инициированным подключением "холодной" резервной петли и переводом ГЦН на повышенную производительность), хотя наиболее опасная комбинация аварийных процессов - неодновременное наложение процессов LOF WS, TOP WS и OVC WS (характеризуется частотой событий ω <<10⁻⁸ (реактор год)⁻¹) - приводит к кипению теплоносителя.

Таким образом, опасность аварий (в т.ч. с нарушением теплоотвода от активной зоны) даже при отказе аварийной защиты может быть сведена к минимуму за счет оптимального выбора параметров компоновки реактора.

Выполнение ограничений для максимальной температуры Т_{об}^{тах} оболочек твэлов в номинальном режиме (Т_{об}^{тах}≤800 К) потребовало снижения температуры теплоносителя на входе в активную зону и уменьшения энергонапряженности (увеличения размеров) активной зоны. При этом подогрев теплоносителя в реакторе приблизительно в полтора раза превышает соответствующее значение для РУ типа БН. Оптимальная компоновка приблизительно соответствует реактору "Суперфеникс" половинной мощности.

Сравнительный анализ безопасности

Для сравнения в последней колонке табл. 1 и 2 представлены характеристики БР с натриевым теплоносителем и нитридным топливом. Компоновка получена из "варианта1" (табл.1) заменой сплава Na-K-Cs чистым натрием при постоянных размерах зон реактора. При тех же размерах активной зоны, что и для БР, охлаждаемой сплавом, РУ с натриевым теплоносителем обладает лучшей самозащищенностью от аварий типа ATWS, но худшим ПЭР при осушении всего реактора. Однако при увеличении размеров активной зоны появляются большие возможности для минимизации ПЭР при ограничениях для функционалов, характеризующих самозащищенность РУ от аварий с нарушением теплоотвода [2]. Множество компоновок, полученное в результате решения бескритериальной задачи на выполнение ограничений для функционалов безопасности, характеризующих аварийные режимы типа ATWS (область безопасных компоновок в пространстве управляющих параметров), для БР, охлаждаемых чистым натрием, значительно больше, чем для РУ, охлаждаемых сплавом Na-K-Cs. Таким образом, появляются дополнительные возможности минимизации ПЭР. При переходе от натриевого теплоносителя к сплаву Na-K-Cs при условии сохранения самозащищенности от аварий типа ATWS значение ПЭР, вообще говоря, может и ухудшаться. Так происходит с локальным ПЭР, реализующимся при осушении центральной зоны РУ (см. табл.1).

Таким образом, существенные преимущества эвтектического сплава Na-K-Cs по сравнению с чистым натрием очевидны лишь с точки зрения возможности детерминистического исключения горения и замерзания теплоносителя, но никак не с точки зрения снижения ПЭР. При этом БР, охлаждаемые сплавом Na-K-Cs, уступают РУ типа БН по мощности при тех же геометрических размерах активной зоны.

ДРУГИЕ ВИДЫ ТОПЛИВА Компоновка с МОХ-топливом

Для примера в табл.1 приведены характеристики БР, охлаждаемого эвтектическим сплавом Na-K-Cs, со смешанным оксидным (MOX) топливом. Компоновка получена из "варианта 1" заменой нитридного топлива менее плотным, с меньшей долей делящегося материала - оксидным. При этом эффективный коэффициент размножения нейтронов k_{эф}=0,85, а меньшая теплопроводность MOX-топлива по сравнению с нитридным приводит к увеличению максимальной температуры топлива Т_т^{тах} в номинальном режиме. Для повышения k_{эф} до единицы при сохранении геометрических размеров зон реактора потребовалось увеличить долю делящегося материала (за счет снижения объемной доли конструкционной стали - чехлов TBC, оболочек твэлов и теплоносителя - в пользу увеличения доли топлива; увеличения диаметра топливных таблеток, обогащения топлива, значительного уменьшения шага решетки твэлов в центральной активной зоне — 3MO), что привело к увеличению температуры компонентов активной зоны и превышению максимальными температурами теплоносителя Т_{тн}^{тах} и оболочек твэлов Т_{об}^{тах} в режиме работы РУ на номинальной мощности своих предельно допустимых значений (Т_{ти}доп и Т_{об}^{доп} соответственно). Для снижения Т_{тн}^{max} и Т_{об}^{max} потребовалось увеличить массовый расход теплоносителя через ЗМО в номинальном режиме работы реактора.

Полученный вариант (табл.1, вариант 2) характеризуется положительным ПЭР (при осушении всего реактора значительно меньшим β , где β - эффективная доля запаздывающих нейтронов) и не обладает свойством внутренней самозащищенности от аварии типа LOF WS (нарушение принудительной циркуляции теплоносителя в первом контуре с одновременным отказом аварийной защиты). Несмотря на высокую долю естественной циркуляции в номинальном режиме (табл.1) для полученной компоновки режим естественной конвекции не существует - теплоноситель кипит в ЗМО и торцевом экране (ТЭ) над ней (табл. 2, вариант 2). Внутренняя самозащищенность от аварии типа TOP WS (несанкционированное увеличение мощности - ввод ограниченной положительной реактивности без срабатывания аварийной защиты), OVC WS (захолаживание теплоносителя без срабатывания аварийной защиты) и LOHS WS (нарушение теплоотвода от I контура без срабатывания аварийной защиты) достаточно высока (табл.2).

Обеспечение самозащищенности от аварии LOF WS (при одновременном обесточивании всех ГЦН) потребовало изменения вектора управления с целью выполнения ограничений для соответствующих функционалов безопасности (в первую очередь, максимальных температур в аварийном режиме LOF WS). Снижение T_{тн}^{max} (в аварийном и номинальном режимах работы РУ) в ЗМО произошло вследствие повышения эффективности охлаждения (увеличения расхода в номинальном режиме, объемной доли теплоносителя в ЗМО за счет снижения доли топлива и стали) и уменьшения обогащения топлива в ЗМО и диаметра топливных таблеток. Однако уменьшение доли делящегося материала в ЗМО привело к снижению k_{adb} . Для компенсации этого эффекта (выполнения ограничения k_{эф}=1) потребовалось увеличить обогащение в соседней зоне (3БО), уменьшить радиус ΔR_{3MO} 3МО за счет увеличения толщины ΔR_{350} 350 (при сохранении внешних размеров активной зоны: $\Delta R_{3M0} + \Delta R_{350}$ =const), уменьшить объемную долю стали (чехлов TBC). Ограничение Т_{тн}^{max}≤Т_{тн}^{доп} выполнено при смещении границы зон 3М0/3БО в сторону бокового экрана на 4,35 см. При этом режим LOF WS при времени выбега ГЦН $t_{\mu} \ge 40$ с не приводит к аварии. При дальнейшем смещении границы зон 3М0/3БО до 7,55 см (по сравнению с исходным вариантом) может быть обеспечена внутренняя самозащищенность от аварии LOF WS при $t_{H} \ge 30 c$ (табл.1, вариант 3). В обоих случаях выполнено ограничение $\Delta R_{3M0} + \Delta R_{350} = \text{const.}$

Итак, в БР с МОХ-топливом и Na-K-Cs-теплоносителем достижима внутренняя самозащищенность от наиболее опасных аварий из числа ATWS. При этом и в номинальном режиме, и в аварийном с увеличением мощности (TOP WS, OVC WS) максимальная температура топлива T_т^{max} превышает значение, соответствующее компоновке с нитридным топливом, но не превышает предельно допустимое.

О роли коэффициентов реактивности (или некоторые проблемы, затрудняющие прогнозирование поведения БР с МОХ-топливом в аварийных ситуациях)

Известно, что в зависимости от конструкции реактора и типа постулируемой аварии роль отдельных коэффициентов реактивности различна [4]. В БР с натриевым охлаждением большой и средней мощности при использовании оксидного топлива относительно высокое значение T_т^{max} и большая разница температур (T_т^{max} - Т_{тн}^{max}) в номинальном режиме работы приводят к тому, что в аварийной ситуации LOF WS максимальная температура топлива уменьшается со временем, и для благоприятного завершения этого процесса необходимо уменьшать по абсолютному значению отрицательный доплеровский коэффициент реактивности (ДКР) ξ_{a} . Это затрудняет одновременное обеспечение внутренней самозащищенности от аварий, вызванных нарушением теплоотвода от активной зоны реактора и несанкционированным увеличением мощности (вводом положительной реактивности), т.к. в первом случае необходимо уменьшать $|\xi_{a}|$, а во втором - увеличивать. Поэтому большинство компоновок, полученных в результате решения задачи проектирования с ограничениями для функционалов, характеризующих безаварийное завершение процесса LOF WS, не обладает свойством внутренней самозащищенности от аварий TOP WS и наоборот.

Такая закономерность может нарушаться при уменьшении разности температур T_{T}^{max} и T_{TH}^{max} , что характерно, например, для БР, охлаждаемых сплавом Na-K-Cs. При использовании нитридного или металлического (в т.ч. легированного цирконием) топлива разность $T_{T}^{max} - T_{TH}^{max}$ мала, и для безаварийного завершения аварийных процессов с увеличением мощности и ухудшением теплоотвода от активной зоны необходимо увеличивать по абсолютному значению отрицательный ДКР. БР с оксидным (в т.ч. MOX) топливом и Na-K-Cs-теплоносителем занимают промежуточное положение - в различных зонах реактора T_{T}^{max} в процессе LOF WS может увеличиваться или уменьшаться со временем. Такая ситуация рассматривается ниже.

О роли отдельных составляющих температурного коэффициента реактивности (доплеровского ξ_{d} и плотностного ξ_{nn}) в БР с МОХ-топливом и Na-K-Cs-теплоносителем можно судить по данным табл. 3.

Рассматривались три варианта компоновки БР с Na-K-Cs-теплоносителем и смешанным оксидным топливом. Вариант "А" получен при решении задачи проектирования без ограничений для функционалов, характеризующих безаварийное завершение процесса LOS WS (см. табл. 1, вариант 1). Вариант "В" соответствует задаче с ограничениями для максимальной температуры теплоносителя в переходном процессе LOF WS при времени выбега ГЦН $t_{H} = 40 c$ и при установившемся режиме естественной циркуляции теплоносителя. Вариант "С" обладает свойством внутренней самозащищенности от аварий типа LOF WS при $t_{H} = 30 c$. Таким образом, последний вариант ("С") компоновки наиболее предпочтителен с точки зрения достижения внутренней самозащищенности от аварии LOF WS.

Таблица 3

Коэффициент	Вариант компоновки					
реактивности	«A»	«В»	«C»			
Доплеровский в ЗМО	-1,789	-1,294	-1,058			
Доплеровский в ЗБО	-2,806	-3,012	-3,052			
Доплеровский по реактору	-4,993	-4,656	-4,454			
Плотностной в ЗМО	5,312	3,617	2,848			
Плотностной в ЗБО	15,79	18,15	19,19			
ξд / ξпл в ЗМО	-0,337	-0,358	-0,372			
ξд / ξлл в ЗБО	-0,178	-0,166	-0,159			
ξ _д / ξ _{пл} по реактору	-0,235	-0,212	-0,201			

Доплеровский и плотностной коэффициенты реактивности в БР с Na-K-Cs-теплоносителем и MOXтопливом (абсолютные значения приведены в единицах 10⁶ ∆k_{эф}/k_{эф}/°C)

Центральная радиальная зона реактора (3МО и ТЭ над ней) является наиболее опасной с точки зрения возможности кипения теплоносителя и повреждения оболочек твэлов в аварийной ситуации LOF WS. Для повышения самозащищенности потребовалось уменьшить по абсолютному значению отрицательный ДКР в этой зоне. При этом увеличение $|\xi_{\rm A}|$ в соседней зоне (3БО и ТЭ над ней) - всего лишь компенсация первого эффекта (снижения $|\xi_{\rm A}|$ в центральной зоне). Поскольку вторая зона с точки зрения самозащищенности от аварий LOF WS неопасна, в ней можно ухудшать локальный $\xi_{\rm A}$ - большой запас до кипения позволяет это делать. Таким образом, улучшение самозащищенности за счет снижения $T_{\rm TH}^{\rm max}$ в центральной зоне реактора компенсируется увеличением $T_{\rm TH}^{\rm max}$ (ухудшением самозащищенности) во второй зоне по сравнению с исходным вариантом "А". Относительно большой температурный запас до кипения во второй зоне позволяет идти на повышение $T_{\rm TH}^{\rm max}$ в ней. В результате максимальная температура топлива в аварийной ситуации LOF WS увеличивается в 3МО и уменьшается в 3БО.

Ситуация проясняется, если рассматривать не только отдельные составляющие коэффициентов реактивности, но и их отношение, например, $\xi_{\rm d}/\xi_{\rm nn}$ или отношение коэффициента реактивности, связанного с изменением температуры топлива ($\xi_{\rm T}$), к коэффициенту по теплоносителю ($\xi_{\rm TH}$). Так, если в процессе LOF WS максимальная температура топлива увеличивается со временем в 3МО и уменьшается в 3БО, то для обеспечения самозащищенности от такой аварии необходимо увеличивать | $\xi_{\rm T}$ | / | $\xi_{\rm TH}$ | (или | $\xi_{\rm d}$ | / | $\xi_{\rm nn}$ |) в 3МО и уменьшать это отношение в 3БО.

Итак, для обеспечения внутренней самозащищенности от аварии типа LOF WS в БР средней мощности (типа БН-600) при относительно небольшой разности T_{T}^{max} – T_{TH}^{max} необходимо увеличивать отношение абсолютных значений локальных коэффициентов реактивности $|\xi_{T}| / |\xi_{TH}|$ (или $|\xi_{d}| / |\xi_{nn}|$) в той зоне, где увеличивается T_{T}^{max} , и увеличивать это соотношение в целом по реактору. При этом $|\xi_{d}|$ может уменьшаться как в наиболее опасной с точки зрения аварийного завершения LOF WS зоне, так и по реактору в целом.

Таким образом, если в БР средней мощности с натриевым охлаждением и оксидным топливом роль коэффициентов реактивности в аварийной ситуации LOF WS определяется однозначно (требуется уменьшать $|\xi_{\tau}|/|\xi_{\tau H}|$ или $|\xi_{d}|/|\xi_{nn}|$), то в реакторах, охлаждаемых сплавом Na-K-Cs, роль коэффициентов реактивности в некоторых зонах может изменяться на противоположную. Это касается, в первую очередь, компоновок с умеренными температурными перепадами $T_{\tau}^{max} - T_{\tau H}^{max}$, т.е. возможны случаи, когда T_{τ}^{max} в процессе LOF WS увеличивается в одной зоне (в рассмотренном случае в 3БО) и уменьшается в другой (в данном случае в 3МО). Тогда трудно однозначно выработать требования к ДКР и отношению $|\xi_{\tau}|/|\xi_{\tau H}|$ (или $|\xi_{d}|/|\xi_{nn}|$). В реакторах типа БН с оксидным топливом вследствие больших температурных перепадов между топливом и теплоносителем такие случаи практически не встречаются.

В БР, охлаждаемых сплавом Na-K-Cs, при использовании нитридного или металлического (в т.ч. легированного цирконием) топлива для безаварийного завершения этого процесса LOF WS необходимо увеличивать по абсолютному значению отрицательный ДКР (максимальная температура топлива увеличивается со временем). В реакторах с оксидным топливом требования к отдельным коэффициентам реактивности должны вырабатываться с учетом поведения функционалов безопасности (максимальных температур и др.) в наиболее опасных зонах.

Что касается аварий с несанкционированным увеличением мощности вследствие ввода ограниченной положительной реактивности, то, в общем случае, самозащищенность от них ухудшается с уменьшением по абсолютному значению отрицательного ξ_{d} (суммарного по реактору). В процессе OVC WS, как и ожидалось, с увеличением $|\xi_{d}|$ в центральной активной зоне уменьшается T_{τ}^{max} (улучшается внутренняя самозащищенность).

ЗАКЛЮЧИТЕЛЬНЫЕ ВЫВОДЫ

Концепция БР, охлаждаемого эвтектическим сплавом Na-K-Cs, основывается на потенциальной возможности достижения естественной безопасности, определяющейся детерминистическим исключением горения и замерзания такого теплоносителя, а также возможностью оптимального выбора параметров компоновки, исключающего кипение теплоносителя в аварийных режимах типа ATWS.

Исследования показывают, что для таких БР достижима внутренняя самозащищенность от тяжелых аварий (инициированных, в первую очередь, событиями типа ATWS). Причем с точки зрения максимальной возможности приближения к идеалу естественной безопасности наиболее приемлемым является вариант компоновки с нитридным топливом.

Вследствие низкой максимальной температуры Т_т^{тах} топлива в номинальном и аварийных режимах БР, охлаждаемые сплавом Na-K-Cs, обладают большими возможностями по использованию теплопроводного (например, нитридного) топлива. При использовании нитридного или металлического топлива поведение реактора в аварийных ситуациях типа ATWS наиболее предсказуемо (по сравнению с оксидным), а роль доплеровского коэффициента реактивности в аварийных процессах с увеличением мощности и ухудшением теплоотвода одинакова, т.е. повышение самозащищенности от аварии одного типа одновременно способствует улучшению самозащищенности от аварии другого типа.

Использование оксидного (в т.ч. MOX) топлива нецелесообразно по следующим причинам:

• нет необходимости использования тугоплавкого топлива;

• при большой разнице температур топлива и теплоносителя в номинальном режиме роль ДКР в аварийных процессах типа LOF и TOP противоположна, что затрудняет одновременное обеспечение самозащищенности от аварий того и другого типов;

 по сравнению с БР с нитридным или металлическим топливом поведение РУ в аварийной ситуации типа LOF WS менее предсказуемо;

не достижимо КВА ≈ 1.

По характеристикам безопасности БР с Na-K-Cs-охлаждением обладают рядом

преимуществ по сравнению с БР других перспективных типов (БН, БРС) и, возможно, в будущем смогут составить им достойную конкуренцию.

Литература

1. Казачковский О.Д, Старков О.В., Кочеткова Е.А. и др. Некоторые особенности сплавов системы натрий-калий-цезий // Атомная энергия. - 1992. - Т.73. - Вып.6. - С.500-502.

2. *Кузьмин А.М., Окунев В.С.* К вопросу о достижении естественной безопасности в рамках концепции быстрого реактора, охлаждаемого эвтектическим сплавом Na-K-Cs // Атомная энергия. - 2000.

3. Быстров П.И., Каган Д.Н., Кречетова Г.А., Шпильрайн Э.Э. Жидкометаллические теплоносители тепловых труб и энергетических установок. - М.: Наука, 1988.

4. Хаммел Г., Окрент Д. Коэффициенты реактивности в больших энергетических реакторах на быстрых нейтронах. Пер. с англ. — М.: Атомиздат, 1975.

5. *Кузьмин А.М., Окунев В.С.* Программно-методическое обеспечение для решения задач оптимизации компоновок ядерных реакторов нового поколения // Известия РАН. Энергетика. - 1996. -№5. - С.66-74.

Поступила в редакцию 02.02.2000.

УДК 621.039.52.034.6

Φ

ТЕРМОДИНАМИКА И КИНЕТИКА ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ПРИМЕСЕЙ КИСЛОРОДА И НИКЕЛЯ В ЭВТЕКТИЧЕСКОМ СПЛАВЕ СВИНЕЦ-ВИСМУТ

Б.А. Шматко, А.Е. Русанов

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

Методом эдс с использованием твердого электролита $\text{ZrO}_2 \cdot \text{Y}_2 \text{O}_3$ изучена термодинамика взаимодействия примесей кислорода и никеля в эвтектическом сплаве свинец-висмут при температуре 500°С в статических условиях. Никель является интенсивным раскислителем теплоносителя до уровня энергии Гиббса оксида NiO. В циркуляционном контуре с температурами теплоносителя 260-520°С обнаружено явление накопления никеля в потоке теплоносителя со скоростью 4·10⁻² г/ч в условиях, когда активность кислорода в сплаве при 520°С ниже уровня, равновесного с оксидными покрытиями на сталях, и достигает значений 10⁻⁸÷6·10⁻¹⁰ ($a << a_{min}$).

Оценки и ограничения уровня коррозионной стойкости аустенитных хромоникелевых сталей в расплавах свинца и свинца-висмута, как правило, связывают с высокой растворимостью чистого никеля в тяжелых теплоносителях [1, 2]. Действительно, предельная растворимость технического никеля в эвтектическом сплаве свинец-висмут достигает 3,43 вес.% при 600°С и определяется уравнением [7]

$$\lg C_{s} = 1.88 - \frac{1400}{T},$$
 (1)

где Т - температура, К; s - индекс состояния насыщения расплава.

Однако в действительности поведение никеля в свинцово-висмутовых циркуляционных контурах необоснованно мало изучено. Многочисленные попытки использовать контроль никеля в пробах сплава свинец-висмут из циркуляционных контуров в качестве индикатора начала развития коррозионных процессов не принесли успеха. Концентрация никеля в отобранных из потока теплоносителя пробах металла находится на уровне ≤3·10⁻⁴ вес.%, что является пороговой чувствительностью спектрального метода анализа сплавов свинца и висмута на примесь никеля.

Надежно установлено, что в циркуляционных контурах из аустенитной хромоникелевой стали ЭП-732 (Х20 Н14С2) при температурах до 650°С в горячей зоне никель в потоке теплоносителя не накапливается. Не происходит кристаллизации никеля из потока теплоносителя и его накопления и в холодных частях контуров при температурах поверхностей, контактирующих с теплоносителем, вплоть до

[©] Б.А. Шматко, А.Е. Русанов, 2000

180°С. Таким образом, массопереноса никеля из хромоникелевых сталей в теплоноситель не происходит. Это твердо установленный факт. Более того, в этих установках массоперенос железа и хрома на два-три порядка превышает накопление примеси никеля в шлаках, хотя процессы массопереноса железа и хрома в контуре также протекают при концентрациях примесей в потоке теплоносителя на уровне ≤3·10⁻⁴ вес.%.

Важно подчеркнуть, что все рассмотренные процессы характерны для запассивированных циркуляционных контуров, оптимальный потенциал теплоносителя (энергия Гиббса - Δ G) находится в интервале между Δ G_{Pb0} и Δ G_{Fe0} или соответственно в поле активностей кислорода между $a_{0,2}$ = 1 и a_{Fe} = 1 [3, 4].

Выявление механизмов нестандартного пове́дения хромоникелевых сталей в контакте со сплавом свинец-висмут требует изучения термодинамики и кинетики взаимодействия примесей кислорода и никеля в расплаве.

Экспериментальное изучение влияния никеля на окислительный потенциал сплава свинец-висмут эвтектического состава проводили при температуре 500°С на установке и по методике, представленных ранее в [3]. Термодинамическая активность кислорода в теплоносителе и его окислительный потенциал связаны с измеряемой эдс сенсора с воздушным электродом сравнения

уравнениями

$$lga = -\frac{10094}{T}(1,1448 - E) - 6,177,$$
(3)

$$\Delta G = -92240E - 3,096T,$$
 (4)

где E - эдс, B; Δ G - окислительный потенциал расплава в Дж/г-ат. O₂; *а* - активность кислорода в расплаве. Изменение активности кислорода при добавлении никеля в теплоноситель определяли по формуле

$$\ln a = -\frac{2\Delta E \cdot F}{RT},$$
(5)

где ∆Е - приращение эдс, F - число Фарадея, R - газовая постоянная.

В реакционный объем из керамики загружали 15.208 г реакторного сплава свинец - висмут. Содержание кислорода доводили до уровня 4·10⁻² вес.% путем добавления оксида PbO, что гарантировало насыщение теплоносителя кислородом при температурах до 1000°С. Примесь никеля подавали в расплав периодически в виде навесок мелкого (5-10 мкм) порошка до общего содержания 0.641 вес.%. Для восстановления всего оксида PbO по реакции

$$PbO + Ni = NiO + Pb$$
 (6)

необходимо 0.16 вес.% Ni. Таким образом, примеси никеля в реакционном объеме было достаточно не только для восстановления твердой фазы PbO по реакции (6), но и для дальнейшего глубокого раскисления теплоносителя.

Экспериментальные данные по зависимости ΔG расплава от концентрации в нем примеси никеля представлены на рис.1. Видны две характерные области поведения окислительного потенциала (ОП) в зависимости от концентрации никеля в расплаве. В первой области ОП не зависит от содержания никеля. Это происходит до тех пор, пока вся фаза PbO не будет восстановлена до NiO, что соответствует концентрации никеля в данном эксперименте 0.16 вес.%. Во второй области наблюдается интенсивное раскисление теплоносителя по мере увеличения концентрации никеля в расплаве в соответствии с общими термодинамическими представлениями [5,6]. Окислительный потенциал теплоносителя на участке раскисления определяется избыточной фазой NiO и активностью растворенного никеля в расплаве. Аналитическое выражение этой зависимости имеет вид

$$\Delta G = \Delta G_{\text{Ni0}}^{\circ} - \text{RT ln } a_{\text{Ni}}.$$
 (7)

Учитывая, что

$$a_{\rm Ni} = C/C_{\rm S} \tag{8}$$

и используя (1), получаем для температуры 500°С

 $\Delta G = -167300 - 14690 \, \text{lg C.} \tag{9}$

На рис.1 видно хорошее согласие экспериментальных и расчетных по уравнению (9) данных. Это является комплексным подтверждением экспериментальных данных (1), (8) и расчетной модели.

Таким образом, установлено, что примесь никеля не влияет на окислительный потенциал теплоносителя, содержащего избыточную твердую фазу PbO и находящегося в состоянии насыщения по кислороду. Взаимодействие твердых фаз NiO и PbO методом эдс при 500°С не обнаружено. При отсутствии насыщения теплоносителя кислородом (т.е. в области *a* <1) примесь никеля раскисляет сплав до сво-

его равновесного уровня ΔG_{Ni0}° .

Зависимость окислительного потенциала оксида никеля от температуры определяли в твердофазной смеси Ni-NiO в области температур 350-1000°C в ячейке

Зависимость эдс от температуры описывается уравнением

$$E = 1,185 - 4,47 \cdot 10^{-4} T.$$
(11)

Среднеквадратичное отклонение этой прямой от экспериментальных точек составляет ±2.8 10⁻³ В. Окислительный потенциал смеси Ni - NiO находился из соотношения

$$\Delta G_{\rm Ni0}^{\rm o} = -2 \, \rm EF - 6.5 \, \rm T \tag{12}$$

в виде

 $\Delta G_{Ni0}^{o} = 22911 + 79,86T.$ (13)

Среднеквадратичное отклонение экспериментальных данных от (13) составляет 550 Дж/г-ат.O₂. Уравнение (13) на рис.1 отмечено пунктиром. Сравнение данных для этой стандартной смеси со справочными данными [5] демонстрирует отличное согласие, что подтверждает надежность методики исследований. По существу, на твердофазной смеси Ni - NiO произведена комплексная верификация методики исследований. Ранее в [3] аналогичная метрологическая аттестация этой методики была произведена на стандартных жидкометаллических электродах Bi-Bi₂O₃ и Pb-PbO.

Полученные данные показывают, что примесь никеля является раскислителем сплава свинец-висмут



Рис.1. Зависимость окислительного потенциала теплоносителя свинец-висмут от содержания примеси никеля: ○- состояние насыщения по кислороду, - уравнение (9), - - уравнение (13) для температуры 500°С



Рис.2. Принципиальная схема стенда: 1 - сливной бак, 2 - центробежный насос, 3 - холодильник водяной, 4 - рекуператор, 5 - имитатор твэла с внутренним тепловыделением, 6 - контейнеры с образцами, 7 - смеситель, 8 - твердоэлектролитный активометр 1-го поколения

до активности кислорода на уровне 10⁻² и должна находиться в виде оксида NiO в шлаках и отложениях на поверхности конструкционных материалов.

Поскольку оксиды никеля в циркуляционных контурах не обнаруживаются, то, следовательно, никель не поступает в расплав. В сталях, например, с повышенным содержанием кремния никель связан в силициды никеля Ni₂Si [8] И оксиды типа

NiFe₂O₄, а также обладает низкой проницаемостью через поверхностные оксидные пленки на основе $FeCr_2O_4$ и Fe_3O_4 . Последнее обстоятельство предполагает, что в случае снижения окислительного потенциала в теплоносителе до равновесного

уровня, меньшего, чем $\Delta G^{\circ}_{Fe_3O_4}$, начнется процесс растворения никеля из сталей. Коррозия всех сталей в теплоносителе свинец-висмут в условиях $a < a_{\min}$ приобретает классический, как в натрии, характер для жидких металлов.

Уровень a_{\min} при t < 550°C определяется уравнением

$$\lg a_{\min} = -\frac{2470}{T} - 2,2, \qquad (14)$$

что соответствует $\Delta G^{\circ}_{Fe_2O_{\lambda}}$ в теплоносителе.

При температурах выше 550°С (точка Шадрона) уровень *a*_{min} в сплаве свинец висмут определяется, вероятнее всего, вюститом (FeO) и описывается уравнением

$$\lg a_{\min} = -\frac{2900}{T} - 1,65.$$
 (15)

Значения активностей *a*_{min} в зависимости от температуры представлены в табл.1.

В этих специальных условиях начнется накопление никеля в теплоносителе и его можно зафиксировать в отбираемых пробах сплава. Проведенные эксперименты на свинцово-висмутовом стенде-имитаторе (рис.2) полностью подтвердили рассматриваемую модель. Изотермический стенд при температуре $330\pm10^{\circ}$ С был предварительно обработан водородом с целью вывода активности кислорода в теплоносителе на уровень a_{\min} . После удаления водорода стенд переводился в неизотермический режим 260-520°С. При этом температура на трех оболочках

Таблица 1

Минимально допустимая активность кислорода в свинцово-висмутовых контурах в зависимости от температуры материалов

t, °C	300	350	400	450	500	550	600	650
a _{min}	1,9·10 ⁻⁷	4,8·10 ⁻⁷	1.10 ⁻⁶	2,1·10 ⁻⁶	3,9·10 ⁻⁶	6,2·10 ⁻⁶	9,3·10 ⁻⁶	1.10 ⁻⁵

имитаторов твэлов достигала 630°С. Глубокое самораскисление теплоносителя с уровня a_{\min} до 6·10⁻¹⁰ при температуре измерений активности 520°С произошло за время примерно 100 ч. В это время в пробах сплава было установлено увеличение содержания примесей Fe, Cr и Ni. Концентрация железа увеличилась с $\leq 3\cdot10^{-4}$ до 1,5·10⁻² вес.%, а хрома - с $\leq 3\cdot10^{-4}$ до 2,5·10⁻³ вес.%. Одновременно содержание никеля увеличилось в теплоносителе с $\leq 3\cdot10^{-4}$ до 6,3·10⁻⁴ вес.%. Затем наблюдалось самопроизвольное снижение концентрации железа и хрома до первоначального уровня $\leq 3\cdot10^{-4}$ вес.%. Содержание никеля в теплоносителе возрастало до конца эксперимента со средней скоростью 4·10⁻² г/ч. После испытаний, в частности, на стали ЭП-302 в зоне температур 500±20°С были обнаружены очаги коррозии глубиной до 60 мкм.

Диаграмма температур и активности кислорода в течение 1000 ч эксплуатации стенда показана на рис.3. Область окислительных потенциалов в сплаве ниже a_{\min} выделена штриховкой. Концентрация никеля в пробах теплоносителя в процессе эксплуатации стенда нарастала во времени, как представлено в табл.2.

Существенно отметить, что в условиях $a < a_{\min}$ одновременно с накоплением растворенного никеля в теплоносителе происходит кристаллизация α - Fe в виде пленок в холодной части контура, т.к. в условиях $a < a_{\min}$ термодинамически невозможно окисление железа. Одновременно на поверхностях имитаторов твэлов при температурах 600±30°С протекала реакция

$$2Cr + 3FeCr_2O_4 \rightarrow 3Fe + 4Cr_2O_3, \tag{16}$$

приводящая к перерождению шпинельных оксидных покрытий в оксид хрома.



Рис.з. диаграмма активности кислорода и температуры при эксплуатации стенда: О - активность кислорода в теплоносителе, — - температура теплоносителя на выходе из имитатора твэла, — - минимально допустимая активность кислорода по уравнению (14), ///// - область депассивации сталей, //// - область кислородной пассивации материалов контура

Время, ч	0	80	248	416	488	584	656	752
Конц. Ni, вес. %	≤3·10 ⁻⁴	≤3·10 ⁻⁴	≤3·10 ⁻⁴	4,5·10 ⁻⁴	6,3·10 ⁻⁴	1,6·10 ⁻³	2,2·10 ⁻³	2,4·10 ⁻³
Время, ч	824	920	992	1088	1160	1256	1304	
Конц. Ni, вес. %	2,7·10 ⁻³	2,4·10 ⁻³	3,5·10 ⁻³	3,7·10 ⁻³	4,6·10 ⁻³	5,0·10 ⁻³	4,8·10 ⁻³	

Динамика изменений концентрации никеля в контуре при a < a_{min}

Подобным образом было установлено новое явление в технологии ЯЭУ с теплоносителем свинец-висмут, заключающееся в том, что массоперенос никеля из хромоникелевых сталей и накопление никеля в теплоносителе начинается лишь в условиях $a \le a_{\min}$. Хромоникелевые аустенитные стали типа ЭИ-732 (ОХ20Н14С2), ЭП-302 (2Х15Н9С3Б), ЭИ-888 (ОХ12Н14С4Б) и др. в условиях активности по кислороду $a > a_{\min}$ можно использовать в теплоносителе свинец-висмут по условиям коррозии вплоть до температур 600-650°С.

При этом очевидно, что эрозионные повреждения материалов в контурах должны быть исключены конструкторско-технологическими решениями. В условиях *a*<<*a*_{min} существенно обостряется проблема эрозии материалов в местах возмущения потока тяжелого теплоносителя.

Статья подготовлена в связи с 30-летием активометрии кислорода в технологии свинцово-висмутового теплоносителя.

Литература

1. Громов Б.Ф., Ячменев Г.С., Русанов А.Е. Кислородное ингибирование конструкционных материалов в расплавах эвтектики свинец-висмут и свинца // Изв. вузов. Ядерная энергетика. -1999. - №3. - С.87.

2. Беломытцев Ю.С., Громов Б.Ф., Рыжков А.Н., Русанов А.Е. Опыт создания и выбора конструкционных материалов и защитных покрытий для ЯЭУ с теплоносителем свинец-висмут // ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского - 50 лет. - Обнинск: ФЭИ, 1996. - 334 с.

3. *Громов Б.Ф., Шматко Б.А*. Окислительный потенциал расплавов свинец-висмут // Ядерная энергетика. - 1997.- №6. - С.14.

4. Шматко Б.А., Блохин В.А., Шимкевич А.Л. Диагностика коррозии и контроль технологических процессов методами активометрии в теплоносителе свинец-висмут. Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях: Тез. докл. - Обнинск: ФЭИ, октябрь, 1998.

5. Куликов И.С. Раскисление металлов. - М.: Металлургия, 1975. - 504 с.

6. *Жуховицкий А.А., Белащенко Д.К. и др*. Физико-химические основы металлургических процессов. - М.: Металлургия, 1973. - 392 с.

7. Самонов В.И. Кандидатская дисертация. – М., МИФИ, 1966.

8. Смелов В.Е. Канд. диссертация. - ФЭИ, 1973.

Поступила в редакцию 14.04.2000.

Таблица 2

УДК 539.04.047

ПРИМЕНЕНИЕ ¹³¹І ДЛЯ ЛЕЧЕНИЯ ДИФФУЗНОГО ТОКСИЧЕСКОГО ЗОБА

<u>А.С. Апян*, Р.А. Розиев**</u>

* Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск
** Медицинский радиологический научный центр РАМН, г. Обнинск

P

В настоящей работе представлен анализ литературных данных по результатам лечения диффузного токсического зоба йодом-131. Из анализа публикаций следует, что существует несколько способов дозирования йода-131, но нет единого мнения о выборе оптимального количества этого радиофармпрепарата, что в подавляющем большинстве случаев приводит к гипотиреозу. Рекомендуется индивидуальный для каждого больного расчет лечебного количества йода-131 по дозе радиации, поглощенной щитовидной железой.

ВВЕДЕНИЕ

Диффузный токсический зоб (ДТЗ) (синонимы: базедова болезнь, болезнь Грейвса) – заболевание с характерной клинической картиной, в основе которого лежит диффузное увеличение и гиперфункция (повышенное поглощение йода, высокий процент захвата йода) щитовидной железы. *Щитовидная железа (ЩЖ)* – железа внутренней секреции - расположена на шее в области гортанных хрящей. По форме напоминает бабочку, крылья которой – боковые доли железы (правая и левая), а тельце – перешеек. Форму каждой доли можно сравнить с пирамидой с закругленными гранями (краями), основание которой обращено вниз, а вершина – вверх. Примерные размеры каждой доли у здорового взрослого человека: высота – 5 см, ширина – 3 см, глубина – 2 см. Средний вес ЩЖ 15 – 25 г. При диффузном увеличении и гиперфункции ЩЖ происходит нарушение обмена веществ и развитие патологических изменений в различных органах и системах.

Основными симптомами ДТЗ являются повышенная раздражительность, нарушение сна, потливость, тахикардия, диарея, тошнота, снижение массы тела. При нарастании симптомов увеличивается печень, может появиться желтуха, а у больных ДТЗ с выраженным тиреотоксикозом – стенокардия. *Тиреотоксикозом* [лат. (glandula) thyreoidea – щитовидная железа + токсикоз] называется патологическое состояние организма, обусловленное повышенным содержанием гормонов щитовидной железы в крови. При базедовой болезни может формироваться и рак ЩЖ. Больные с признаками тиреотоксикоза имеют более высокий показатель риска смерти от рака поджелудочной железы, органов дыхания, молочной железы [1].

Если принять содержание йода в щитовидной железе за 100%, то относительное содержание этого элемента в других органах и тканях выражается показателями, представленными в табл.1 [2].

[©] А.С. Апян, Р.А. Розиев, 2000

¹³¹I. ПОЛУЧЕНИЕ И ПРИМЕНЕНИЕ В МЕДИЦИНЕ

Природный йод состоит из одного стабильного изотопа с массовым числом 127. Известны 24 радиоактивных изотопа йода с массовыми числами от 117 до 139, в том числе два изомера (^{121м}I и ^{126м}I); 12 радиоактивных изотопов йода обладают секундными периодами полураспада, 8 – часовыми, 3 – периодами полураспада от нескольких дней до двух месяцев и один (¹²⁹I) – периодом полураспада в несколько десятков миллионов лет.

В медицине применяют четыре радиоизотопа йода: ¹²³I ($T_{1/2}$ =13,3 часа), ¹²⁵I ($T_{1/2}$ =60,2 дня), ¹³¹I ($T_{1/2}$ =8,04 дня) и ¹³³I ($T_{1/2}$ =2,26 часа). Первым из них (и вообще первым из искусственных радиоактивных изотопов) начал использоваться в медицине и нашел широкое клиническое применение ¹³¹I.

¹³¹I можно получить двумя путями: выделением из смеси продуктов деления урана и из облученного медленными нейтронами теллура. Первый путь использовался в начальный период организации массового производства радиоизотопов, но затем от него отказались. Для получения ¹³¹I обычно используют ядерную реакцию ¹³⁰Te (n, γ)¹³¹Te с последующим β -распадом ¹³¹Te и превращением его в ¹³¹I. ¹³¹I распадается с испусканием сложного спектра β -излучения. Основной вклад в процентном отношении дают две из пяти его составляющих, обладающие энергией E_{β} = 0,606 МэВ (89,2%) и E_{β} = 0,334 МэВ (7,0%), а составляющая спектра с наиболее высокой энергией имеет E_{β} = 0,807 МэВ (0,7%).

Спектр ү-излучения ¹³¹I также сложный и состоит из 15 линий (включая ү-излучение дочернего ^{131м}Xe). В препаратах ¹³¹I всегда присутствует небольшая генетическая примесь радиоактивного ^{131м}Xe [3].

Общепринятые методы лечения ДТЗ: лечение антитиреоидными средствами (лекарственные препараты), хирургическое лечение и радиойодтерапия.

Принято считать, что радиойодтерапия является наиболее перспективным методом лечения ДТЗ. Лечебное действие радиоактивного йода (¹³¹I) основано на разрушении β-частицами гиперплазированной тиреоидной ткани. Таким образом, радиойодтерапия обеспечивает уменьшение количества функциональных фолликул ЩЖ, приводит к нормализации функции и уменьшению размеров ЩЖ.

В США применение радиоактивного йода является основным методом лечения больных в дозах, уничтожающих ткань ЩЖ, с последующей заместительной терапией тиреоидными гормонами. Реже проводится тиреостатическая терапия и еще

Почки	0,92
Мышца сердца	0,86
Печень	2,25
Надпочечники	0,02
Яичники	0,017
Легкие	0,10
Костный мозг	0,05
Поджелудочная железа	0,05
Селезенка	0,14
Головной мозг	0,31

Таблица 1 Относительная концентрация йода (в процентах) в органах и тканях [2] реже операция [4]. В США ежегодно лечению радиофармпрепаратами (главным образом, по поводу заболеваний щитовидной железы с помощью радиойода) подвергаются примерно два миллиона пациентов [5]. В Европе при впервые выявленном неосложненном ДТЗ обычно назначают тиреостатики. Операцию проводят только при тяжелой форме заболевания или его рецидиве (повторном проявлении). Радиоактивный йод используют реже [4]. Около 70% членов Американского общества тиреоидологии и 22% европейских исследователей считают радиойодтерапию основным методом лечения болезни Грейвса [6].

В России же альтернативой тиреостатикам обычно является операция, радиоактивный йод используется даже реже, чем в Европе. Операцию нередко проводят из-за невозможности обеспечить квалифицированное наблюдение за пациентом в процессе медикаментозного лечения или отказа самого больного от длительного лечения тиреостатиками [4]. Кроме того основной причиной нечастого применения ¹³¹I для лечения ДТЗ является большой процент развития гипотиреоза (гипофункции ЩЖ) после радиойодтерапии. Зарубежные исследователи считают, что гипотиреоз, который развивается у большинства пациентов после терапии радиоактивным йодом, в современных условиях при возможности назначения заместительной терапии L-тироксином не осложнение, а сопутствующий фактор лечения. Авторы же, считая радиойодтерапию наиболее предпочтительным методом лечения ДТЗ (т.к. послеоперационные осложнения достаточно велики), полагают, что процент развития гипотиреоза после радиойодтерапию наиболее предпочтительным методом лечения ДТЗ (т.к. послеоперационные осложнения достаточно велики), полагают, что процент развития гипотиреоза после радиойодтерапии можно снижать с помощью индивидуального для каждого больного расчета лечебного количества ¹³¹I.

Радиоактивный йод, принятый внутрь, накапливается в ЩЖ. β-излучение оказывает терапевтическое действие на щитовидную железу, не повреждая окружающие ткани, в частности, паращитовидные железы [7], т.к. в ЩЖ поглощается 96-98% энергии β-излучения (максимальный пробег в ткани составляет всего 2 мм) [8].

Однако выбор дозы препарата часто затруднителен для адекватного контроля *гипертиреоза* (гиперфункции ЩЖ).

ДОЗИРОВКА ¹³¹І В ТЕРАПИИ ДТЗ

Среди отечественных авторов принято дозировать ¹³¹I по весу ЩЖ. Но единого мнения по выбору оптимального количества радиойода нет. А.А. Данилин и И.Д. Кучерова [9] отмечают, что «...большинство авторов при ДТЗ вводят больному этот препарат из расчета 0,1 мКи на 1 грамм ЩЖ (Н.А. Атабек, В.Р. Клячко, Е.Д. Дубовый и соавт.). Другие исследователи считают такое количество йода чрезмерным, ограничиваясь активностью 0,05 мКи на 1 г ЩЖ (А.А. Гарашьян), а третьи – недостаточным, полагая необходимым вводить 0,2 мКи на 1 г (Ю.Е. Ливергант и соавт.)...».

Другой подход к лечению заключается в назначении больному стандартной активности. Но и в этом случае у авторов нет единого мнения по вопросу о количестве радиоактивного йода. Так С.А. Ярославцев [10] отмечает, что одни авторы на курс лечения назначали при среднетяжелых формах заболевания от 2 до 7 мКи, при тяжелых – от 8 до 18 мКи; вторые – от 2 до 6 мКи (независимо от степени тяжести); третьи – от 4 до 21 мКи; а четвертые при среднетяжелых формах – от 1,8 до 12,5 мКи и при тяжелых – от 8,4 до 30,2 мКи. Ряд исследователей [11] считают целесообразным назначать средние дозы изотопа от 6 до 9 мКи на курс и вводить его дробно в течение 3 дней. Зарубежные специалисты [12] за стандартную принимают активность в 15 мКи.

Однако в группе больных со стандартной активностью результаты сильно зависят от объема ЩЖ: у всех пациентов с маленькой железой в первые шесть месяцев после йодтерапии развивается гипотиреоз, при средних размерах ЩЖ гипотиреоз развивается у половины пациентов [12].

Существует также способ дозирования радиоактивности по величине поглощенной в ЩЖ дозы излучения. И.И. Пурижанский и др. [13] сделали вывод, что опти-

мальной при лечении ДТЗ является поглощенная доза 60–100 Гр. Активность, необходимая для получения этих поглощенных доз, колебалась от 3 до 40 мКи. Зарубежные же авторы [14] считают, что величина поглощенной дозы должна находиться в интервале 100–120 Гр.

Анализ эффективности лечения тиреотоксикоза радиоактивным йодом, проведенный авторами [9], показал значительную пестроту результатов, полученных различными исследователями: положительный эффект колеблется от 70 до 96%, а гипотиреоз, осложняющий радиоизотопную терапию, возникает в 1,4 – 8% случаев. Расхождение результатов радиотерапии тиреотоксикоза, по их мнению, обусловлено различным подходом к расчету необходимого количества радиоактивного йода.

Отсутствие единой всеми принятой методики расчета оптимального количества ¹³¹I дало основание сравнить результаты лечения болезни Грейвса в зависимости от способа дозирования радиоактивности. А.А. Данилин и И.Д. Кучерова [9] сопоставили результаты лечения 165 больных в зависимости от применения следующих методик.

1. По расчету активности на единицу веса ЩЖ. Здесь положительный эффект наступал после введения 0,11 – 0,13 мКи/г радиоактивности. Применение методики может вызвать гипотериоз, т.к. он возникает после введения такой же или даже меньшей активности по сравнению с уровнем, обеспечивающим клиническое излечение.

2. По максимальной концентрации активности в ЩЖ. Максимальная концентрация активности в органе определялась по формуле

$$C_{MAKC} = \frac{A \times Y_{MAKC}}{100 \times P} [MK\mu/r], \qquad (1)$$

где А – введенная больному активность, мКи; Y_{макс} – максимальное накопление железой радиоактивного йода в процентах по отношению к общему количеству введенного препарата; Р – вес ЩЖ, г.

Положительный эффект наступал при С_{макс}, равной 0,08 — 0,09 мКи/г. Однако гипотиреоз возникает и в рамках применения этой методики, которая, в отличие от предыдущей, учитывает еще одну из функций ЩЖ (накопление железой ¹³¹I). Причем он возникал при такой или даже меньшей максимальной концентрации радиойода в ЩЖ, которая давала положительный эффект.

3. По величине поглощенной дозы излучения в ЩЖ. Доза излучения в ЩЖ определялась по формуле

где К=0,74 – нормировочный коэффициент, (г·расп.·Гр)/(мКи·МэВ·сут.); С_{макс} – максимальная концентрация активности ¹³¹I в ЩЖ, мКи/г; Е – энергия, выделяемая при распаде 1 атома ¹³¹I, МэВ/расп.; Т_{эф} – эффективный период полувыведения, сут.

Применение этой методики выявило более отчетливую зависимость между результатами лечения и кинетикой выведения радиойода из ЩЖ: положительный терапевтический эффект наступал у больных, $T_{э\phi}$ у которых был 4,7 – 5,7 сут. При более быстром выведении активности из железы (3,2 – 3,8 сут.) результат лечения был минимален. В случае медленного выведения (6,5 – 7 сут.) наступал гипотиреоз [9].

Таким образом, анализ причин, влияющих на исход радиоизотопной терапии, указывает на важную роль всех рассмотренных факторов: количества введенной активности, размеров ЩЖ, величины накопления и темпа выведения ¹³¹I из органа. Совокупность всех перечисленных показателей и определяет величину поглощенной дозы в железе, которая и является, по-видимому, решающим фактором, определяющим исход лучевой терапии.

Процент включения изотопа в ЩЖ по отношению к введенному количеству определяют обычно через 2; 4 и 24 ч после приема ¹³¹I *per os* натощак. За нормальные показатели поглощения ¹³¹I щитовидной железой приняты следующие: через 2 ч 5 – 10%; через 4 ч 10 – 19%; через 24 ч 10 – 30%. Уровни поглощения радиоактивного йода от 10 до 13% и от 27 до 30% через 24 ч рассматриваются соответственно как низшая и высшая границы нормы [15]. В этом вопросе особых разногласий у отечественных и зарубежных авторов нет.

ВАРИАНТЫ РАСЧЕТОВ ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ В ЩЖ БОЛЬНЫХ

Поглощенную щитовидной железой дозу радиации у больных, получавших ¹³¹I, Ю.Е. Ливергант [16] предлагает определять по формуле

где К(М)=10⁻⁴(14+0,45 $\sqrt[3]{M}$) –нормировочный коэффициент, (г·Гр)/(сут.·мКи·%); М – масса ЩЖ, г; Т_{эф} – эффективный период полувыведения ¹³¹I, сут; Ү – процент накопления ¹³¹I в ЩЖ за 24 ч; А – количество введенного ¹³¹I, мКи.

Авторы [17] выполняли расчет дозы, поглощенной в ЩЖ, по формуле

$$\underline{\Pi} = K \frac{A \times Y}{M} [\Gamma p], \qquad (4)$$

где К=9×10⁻³ – нормировочный коэффициент, (г·Гр)/(мКи·%); А – активность ¹³¹I, введенная пациенту, мКи; Ү – накопление ¹³¹I в ЩЖ за 24 ч, %; М – масса ЩЖ, г. Авторы [12] предлагают похожую формулу

где К=1,16 \times 10⁻³ – нормировочный коэффициент, (г·Гр)/(сут.·мКи·%); А – введенная активность ¹³¹I, мКи; Ү_{макс} – максимальное йодное накопление, %; Т_{эф} – эф-фективный период полувыведения ¹³¹I, сут; М – масса ЩЖ, г.

Из приведенных формул видно, что поглощенная доза зависит от количества ¹³¹I, введенного в организм, от массы ЩЖ, накопления йода в ЩЖ, выведения изотопа из железы.

В клинической практике для определения форм, размеров и структуры щитовидной железы часто применяется ее ультразвуковое и радионуклидное сканирование. Радионуклидное сканирование показано также и для оценки функциональной активности диффузного токсического зоба [7].

Зарубежные авторы [12] объем ЩЖ определяют ультразвуком, используя формулу

Объем для каждой доли = 0,48×Длина×Глубина×Ширина (все в см). (6)

Пользуются также и следующей формулой [18]:

Объем=0,70×(
$$W_rT_rL_r+W_lT_lL_l$$
), (7)

где W_r, T_r, L_r – соответственно максимальные ширина, глубина и длина правой доли ЩЖ; W_L, T_L, L_l – соответственно максимальные ширина, глубина и длина левой доли. Авторы [19] рассчитывали объем ЩЖ по формуле эллипсоида

Объем=
$$\frac{\pi}{6}$$
 ×Высота×Глубина×Ширина. (8)

выводы

В настоящее время радиойодтерапия считается эффективным и относительно безопасным видом лечения (табл.2) [4]. Все более укореняется мнение, что проходить курс лечения радиоактивным йодом могут молодые пациенты, включая женщин в репродуктивном возрасте, и даже дети [20].

Однако анализ отечественных и зарубежных данных указывает на существенные различия в рекомендациях оптимальной поглощенной дозы, необходимой для лечения больных ДТЗ. Разные авторы предлагают создавать суммарную поглощенную дозу от 40 до 120 Гр.

Приверженцы метода введения стандартной активности также не имеют единого мнения. Вводимая лечебная активность колеблется от 2 – 3 до 30 мКи ¹³¹I. К тому же расчеты показывают, что у пациентов, проходивших лечение введением стандартной активности, фактическая доза в ЩЖ изменялась в очень широких пределах (от 40 до 1220 Гр при назначенной стандартной активности в 15 мКи) [12]. Такие колебания поглощенной дозы приводят к возникновению гипотиреоза.

В США при радиойодтерапии принято назначать радиоактивный йод в дозах, уничтожающих ткань ЩЖ, намеренно вводя пациента в состояние гипотиреоза, с последующей заместительной терапией тиреоидными гормонами. Такой подход позволяет избежать рецидивов, но, к сожалению, пациент вынужден всю жизнь принимать лекарственные препараты. Авторы считают, что можно снизить и назначаемую активность, и процент гипотиреоза, если при расчете количества ¹³¹I учитывать кинетику йода в ЩЖ каждого конкретного больного, т.к. накопление и выведение этого радиофармпрепарата из ЩЖ пациента строго индивидуальны.

Авторами были обработаны 72 истории болезни 60 больных ДТЗ 2 и 3 степеней тяжести, проходивших лечение ¹³¹I в отделении радиохирургического лечения открытыми радионуклидами МРНЦ РАМН с 1986 по 1998 гг. (Возраст больных от 34 до 73 лет. Размеры ЩЖ от 9,2 см³ до 105 см³.) Объемы ЩЖ больных рассчитывались по формуле (8). Поглощенные дозы определялись по формуле, в которой учитывается кинетика ¹³¹I в ЩЖ пациента

$$\mathcal{I}(\Gamma p) = K \times A \times \frac{\int_{0}^{\infty} Y(t) dt}{M}, \qquad (9)$$

где K=4,05 \times 10⁻³ – нормировочный коэффициент, г·Гр/мКи; A – введенная активность ¹³¹I, мКи; Y(t) – доля от введенной активности ¹³¹I, находящаяся в ЩЖ пациента в момент времени t, относительные единицы; t – время терапевтического воздействия ¹³¹I на ЩЖ больного, ч; M – масса ЩЖ, г.

При вводимой пациентам терапевтической активности от 1 до 10 мКи погло-

Таблица 2

Частота развития гипотиреоза и рецидивов ДТЗ после различных методов лечения [4]

Motor Rouging	Частота	Частота рецидивов (повторного		
метод лечения	гипотиреоза, %	проявления) ДТЗ, %		
Тиреостатики	3 – 5	35 – 40		
Операция	20 – 40	5 – 10		
Радиойодтерапия	Около 80	Менее 5		

щенные дозы в ЩЖ находились в пределах от 4 до 185 Гр. Причем поглощенная доза в 4 Гр была образована в ЩЖ пациента 6 мКи введенной активности ¹³¹I, а 185 Гр – 4 мКи активности. Таким образом, о прямой зависимости поглощенной дозы в ЩЖ больного от введенной ему активности ¹³¹I говорить не приходится. То же можно сказать и о величине ЩЖ.

Основываясь на собственном опыте и на результатах наблюдения различных исследователей, авторы считают необходимым индивидуальное дозиметрическое планирование радиойодлечения больных диффузным токсическим зобом.

Индивидуальный для каждого больного расчет лечебного количества ¹³¹I по дозе радиации, поглощенной ЩЖ, позволяет увеличить эффективность лечения.

В заключение авторы считают своим приятным долгом выразить благодарность профессору Е.С. Матусевичу за участие в постановке проблемы, полезные обсуждения затронутых тем и ценные замечания при редактировании работы.

Литература

1. *Ozaki O., Ito K., Kobayashi K. et al.* (Surgical Branch, Ito Hospital, Tokyo, Japan) World J. Surg. 1990. – V.14. – P.437–441.

2. Зедгенидзе Г.А., Зубовский Г.А. Клиническая радиоизотопная диагностика. – М.: Медицина, 1968. – С.71–72.

3. Большая Медицинская Энциклопедия /*Под ред. Б.В. Петровского* (изд.3.). – М.: Советская энциклопедия, 1976. – Т.8. – С.474–475.

4. *Мельниченко Г.А., Петрова Н.Д*. Клиническая фармакология и терапия, 1997. – Т.6. –№1. – С.60–65.

5. *Голиков В.Я., Касаткина Ю.Н., Голикова И.В.* Медицинская радиология и радиационная безопасность. - 1998. – №2. – С.17–18.

6. Wartofsky L., Glinoer D., Nagayama Y. et al. Thyroid, 1991. – V.1, – P.129–135.

7. Белоусов Ю.Б., Моисеев В.С., Лепахин В.К. Клиническая фармакология и фармакотерапия. – М.: Универсум паблишинг, 1997. – гл. 19. – С. 438–439.

8. *Sitnikova E., Kapchigashev S., Kolesov V., Matusevich E*. Abstracts of the 5th Japan – Russia Joint Symposium on Radiation Safety (The University of Tokyo), Aug. 26. – 1997. – P.17.

9. *Данилин А.А. и Кучерова И.Д*. Научные труды института (Ленинградский институт усовершенствования врачей). - 1968. – Вып. 75. – С. 73–80.

10. Ярославцев С.А. Клиническая медицина, 1968. – №9. – С. 106.

11. Гольдштейн М.И., Озол А.С., Валеева Р.М., Галиуллин Ф. Казанский медицинский журнал. - 1975. – №5. – С.53–54.

12. *Peters H., Fischer C., Bogner U. et al.* European Journal of Clinical Investigation. - 1995. – V.25. - P.186–193.

13. *Пурижанский И.И., Лыжина В.Д., Романенко А.М., Лисенков П.И*. Медицинская радиология. - 1980. – №12. – С.53–57.

14. Berg G., Michanek A., Holmberg E., Nystrom E. Journal of Internal Medicine. - 1996. – V.239. – P.165–171.

15. Дубовый Е.Д., Вороненко Т.В. Проблемы эндокринологии. - 1967. – Т.13. – №3. – С.18.

16. Ливергант Ю.Е. Медицинская радиология. - 1967. – №3. – С.51.

17. Sachs B.A., Siegel E.R., Kass S., Dolman M. American Journal of Roentgenology Radium Therapy and Nuclear Medicine. - 1972. - V.115. - № 4. - P.699.

18. Yasuhiro Murakami, Junta Takamatsu, Sadaki Sarane et al. Journal of Clinical Endocrinology and Metabolism Copyright 1996 by Endocrine Society, 1996. – V.81. – №9. – P.3257–3260.

19. Bockisch A., Jamitzky T., Derwanz R., Biersack H.J. The Journal of Nuclear Medicine. - 1993. – V.34. – № 10. – P.1633.

20. *Brahm Shapiro*. The Journal of Nuclear Medicine. - 1993. – V.34. – №10. – P.1638–1640.

Поступила в редакцию 20.11.99.

ОБНИНСКИЙ ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

объявляет прием студентов на 2000-2001 учебный год

Государственное образовательное учреждение Лицензия № 24Г-0505 от 01.04.99 г. выдана Госкомвузом РФ Государственная аккредитация № 25-0587 от 26.07.99 г.

ОИАТЭ проводит подготовку специалистов по очной (дневной), очно-заочной (вечерней) и заочной форме обучения.

ОЧНОЕ ОБУЧЕНИЕ

ФАКУЛЬТЕТЫ

ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ФАКУЛЬТЕТ

Специальность 101000 - Атомные электростанции и установки

Специальность 190200 - Приборы и методы контроля качества и диагностики

Специальность 070500 - Ядерные реакторы и энергетические установки (ЯЭУ)

Специальность 070900 - Физика металлов (ФМ)

Специальность 200600 - Электроника и автоматика физических установок (ЭАФУ)

Специальность 071000 - Материаловедение и технология новых материалов

ФАКУЛЬТЕТ КИБЕРНЕТИКИ

Специальность 220100 - Вычислительные машины, комплексы, системы и сети (ВТ)

Специальность 220200 - Автоматизированные системы обработки информации и управления (АСОИУ)

Специальность 071900 - Информационные системы (ИС)

Направление 552800 - Информатика и вычислительная техника (ИНФ)

ФАКУЛЬТЕТ ЕСТЕСТВЕННЫХ НАУК

Специальность 010200 - Прикладная математика (ПМ)

Специальность 013100 - Экология (ЭКЛ)

Специальность 101000 - Атомные электрические станции и установки (АЭС)

Специальность 330300 - Радиационная безопасность человека и окружающей среды (РБ) Специальность 070500 - Ядерные реакторы и энергетические установки (ЯЭУ)

СОЦИАЛЬНО-ЭКОНОМИЧЕСКИЙ ФАКУЛЬТЕТ

Специальность 061100 - Менеджмент (ЭКО) Специальность 020400 - Психология (ПСХ)

ВСТУПИТЕЛЬНЫЕ ЭКЗАМЕНЫ

Для поступающих в ИАТЭ на все специальности и направления (кроме специальностей социально-экономического факультета) вступительные испытания устанавливаются в виде экзаменов по следующим предметам: математика (письменно), физика (устно), русский язык и литература (изложение).

Для поступающих на социально-экономический факультет (специальность "Менеджмент") вступительные испытания устанавливаются в виде экзаменов по следующим предметам: математика (письменно), география (письменно), русский язык и литература (изложение). Для поступающих на социально-экономический факультет (специальность "Психология") вступительные испытания устанавливаются по следующим предметам: математика (письменно), биология (письменно), русский язык и литература (изложение).

ОЧНО-ЗАОЧНОЕ (ВЕЧЕРНЕЕ ОБУЧЕНИЕ)

Специальности

Менеджмент Информационные системы

ЗАОЧНОЕ ОБУЧЕНИЕ

Специальности

Атомные электрические станции и установки Автоматизированные системы обработки информации и управления Информационные системы Вычислительные машины, комплексы, системы и сети Приборы и методы контроля качества и диагностики Электроника и автоматика физических установок Физика металлов Экология (только 2-е высшее) Менеджмент (информационный и финансовый) Психология

ПРИЕМ ДОКУМЕНТОВ

Прием заявлений от абитуриентов в 2000 г. проводится

• на очное отделение с 26 июня по 15 июля включительно; вступительные испытания с 16 июля по 5 августа;

• на очно-заочное(вечернее) отделение с 1 по 9 сентября; вступительные испытания с 11 по 20 сентября;

• на заочное отделение с 15 мая по 20 сентября.

ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

При институте действуют очная физико-техническая школа-интернат, школа компьютерных технологий, аспирантура, подготовительное отделение, заочные и вечерние подготовительные курсы. Студентам предоставляется общежитие.

ДОБРО ПОЖАЛОВАТЬ В ИАТЭ!

Наш адрес: 249040, г. Обнинск Калужской обл., Студгородок, 1.

Тел. (8439) 7-08-22, 3-69-31, e-mail:priem@iate.obninsk.ru

К нам можно доехать из Москвы двумя способами:

 с Киевского вокзала до ст. Обнинское (электропоездами, следующими до Калуги1, Калуги 2 или Малоярославца);

 рейсовыми автобусами от ст.метро «Юго-Западная» до автовокзала г.Обнинска, а также рейсами, следующими через Обнинск до Калуги, Козельска, Рославля, Кондрова, Десногорска, Людиново.

В городе от ж/д. станции автобусами 2,3,12,13,14,15 до остановки "Музыкальная школа" и далее автобусом 6 до остановки ИАТЭ.

ABSTRACTS OF THE PAPERS.

УДК 621.039.568.007.4

Classification of the Factors Influencing the Activity of Operating Personnel of NPPs\A.N. Anokhin; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 9 pages, 4 tables. – References, 3 titles.

The paper describes a framework which can be followed when roots of NPP operator errors are evaluated. This framework includes particular classification of factors which influence upon NPP operating personnel performance. This classification incorporates 5 hierarchical levels and 82 factors grouped into 25 categories. To find the most important factors the expert study was carried out. 9 NPP operators participated in this study as experts. They were asked about three main problems in their shiftwork. As a result the following main factors were found: teamwork performance, emotional tensity, complexity of control tasks, and allocation of information in control room.

УДК 621.039.58

On a Qestion of Calculation of Reliability of athe System with Restricted Number of Spare Elements A.V. Antonov, A.V. Plyaskin; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 12 pages, 7 illustrations, 2 tables. – References, 8 titles.

The paper is devoted to the problem of calculation of reliability of systems with spare elements. Literature review of this problem is given. The method of finding out the failure probability of the system with the strategy of operation described by the non-stationary Markovian process is developed. The analytical expression of the failure probability for the stationary Markovian process is obtained in case of one spare element. The simplified method of the reliability calculation for this system is offered. The results of calculation for the control and protection system components of the Bilibino NPP are given.

УДК 681.3:002.513.5:621.039

Electronic Bibliographic System on Erosion of Wear of Equipment of Nuclear and Thermal Power Installations \K.V. Dergachev, A.V. Lagerev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 6 pages, 3 illustrations, 2 tables

The basic principles of design, structure and functional scheme of bibliographic system on erosion of wear of equipment of nuclear and thermal power installations are considered in this paper.

УДК 681.3:621.039.007

Information Support Complex of the VVR-c Operator. Experience of Creation of the First Version \I.N. Koziev, O.Yu. Kochnov, E.S. Stariznyi, Yu.V. Volkov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 10 pages, 6 illustrations, 1 table. – References, 8 titles.

The problem of raising of the reliability of VVR-c reactor functoning is considered. The possibility of improvement of exploitation of this reactor is shown by means of creation the "Complex of information support of the operator". The main principles of the system design are described. The results of the first stage of the solution of a problem represented.

УДК 51-72:621.039.002

Development of Optimization Model of a Nuclear Centre \P.E. Pereslavtzev, D. Sakhrai; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 7 pages, 6 tables. – References, 7 titles.

Mathematical model of a nuclear center (NC) is considered. The economical parameter is chosen to be a criterion for calculation of optimal NC structure. Information on nuclear reactors fueled with traditional fuel as well as reactor plutonium is used. Results obtained approve the proposed model applicability for calculation of the structure of energy production NCs.

УДК 620.93

Experimental Research of Plasm-chemical Reactors Based on Frontal Ionization Waves \V.S. Kayokin, D.V. Meshalkin, V.K. Semyenov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 4 pages, 5 illustrations. – References, 4 titles.

Electric and thermal characteristics of discharge elements of plasm-chemical reactors based on frontal ionization waves, developed in the Ivanovo State Power University are investigated experimentally. The reactors can be utilised both for elimination of harmful-gaseous admixures from exhaust gas mixtures, and for synthesis of ozone from free air.

УДК 532.526.4:621.039.533.34

Determination of Consumption Using Maximal Velocity and Pressure Overfall \E.F. Avdeev, V.V. Bol'shunova, A.V. Vinogradov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 6 pages, 2 illustrations, 1 table. – References, 5 titles.

A new method is suggested for determination of the consumption during turbulent flow in pipes. The method is based on measured values of the maximal velosity and pressure overfall of the flow. Using four different classical velosity distributions identical as to the structure, formula for the consumption was obtained and its geometrical interpretation is given. The relation of maximal and average velosities is defined more accuratelly and it is confirmed experimentally that the consumption can be determined using the method of successive approximations on the base of measured maximal velosity alone.

УДК 621.039.586:536.42

Model of Melten Fuel Relocation and Solidification in Undercore Channels During Fast Reactor Severe Accident \G.N. Vlasichev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 10 pages, 5 illustrations. – References, 11 titles.

The model is developed for the relocation and solidification of melted fuel in the pass of coolant channels of lower blanket under severe accident with the core meltdown. The model incorporates models of thermal conductivity and volumetric solidification and takes into accoint the narrowing of a channel and increase of relocating melt viscosity. The dynamics of changes both of the solidcrust thickness in a channel and the depth of channel material meltthrough is considered within the frames of the model. Numerical results consistent with experimental data is obtained as to the length of penetration of aluminium oxide melt into quartz pipes of different diameter in relation to the THEFIS experiment conductions.

УДК 621.039.59

Burning of Plutonium in System of VVER and BN reactors with Its Recycling \A.V. Petrov, S.G. Usynina, V.A. Chirkov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 5 pages, 5 illustrations, 1 table. – References, 6 titles.

Different schemes of plutonium circulation in VVER and BN reactors are considered in the paper. Variants of plutonium circulation and burning in the closed fuel cycle according to the separate scheme (reactor of each type utillizes only its own plutonium) and in the symbiotic VVER- BN system are investigated. It is shown that multiple usage of plutonium is the most effective in a system of reactors of different type. Presence of fast reactors in the system allows to improve utilization of plutonium in thermal reactors.

УДК 51-72:621.039.526

Failures of reactor runaway. The elementary models and regularities \N.M. Kadjuri; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 7 pages, 2 illustrations, 1 table. – References, 4 titles.

The temporal behaviour of the fast reactor power when introducing the reactivity with high rates (up to 50 β /c) is considered. It is shown that the energy release during an outburst is proportional

to $(\tau)^{_{0.5}}$ and depends on the rate introducing of reactivity and is inversly proportional to the feedback reactivity.

УДК 519.688:539.172.12

Calculation of Energy Release in Lead Target Irradiated with High Energy Protons with the Help of "CASCADE/ INPE" Code System \A.Yu. Konobeyev, M. Vecchi; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 5 pages, 5 illustrations, 1 table. – References, 13 titles.

The calculation of energy release has been performed with the help of CASCADE/INPE code system for lead target irradiated with high energy protons. The comparison with available experimental data has been made. The results show that the main contribution to the energy release for the lead target is due to ionization losses of primary protons, ionization losses of secondary charged particles produced in nuclear reactions, photon interactions and light fragment emission from excited nuclei.

УДК 621.039.526

On Physical Characteristics of the Fast Reactors with the Na-Pb Coolant\A.M. Kuzmin, V.S. Okunev, A.N. Shmelev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 10 pages, 3 illustrations, 2 tables. – References, 9 titles.

The possibility of implementation of the Na-Pb alloy as a coolant of fast reactors is analysed. Some physical characteristics and minimal void reactivity coefficient received for the BN-800 reactor are given.

УДК 621.039.526

Research on the Characteristics of Inherent Self-Protection of the Fast Reactor with the Sodium-Lead Coolant (A.M. Kuzmin, V.S. Okunev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 7 pages, 3 illustrations, 3 tables. – References, 3 titles.

Some optimal inherent safety characteristics of LMFRs cores cooled with an alloy of sodium and lead, and ATWS analysis are presented in this paper. The core concept is based on the BN-800 design concept fuelled with UN-PuN. These results can be useful for the design of new generation of nuclear reactors.

УДК 621.039.526

Selection of Basic Parameters and Characteristics of a Perspective Fast Power Reactor with Sodium Coolant \ V.I. Matveev, V.A. Eliseev, I.V. Malysheva; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 10 pages, 1 illustration, 4 tables. – References, 6 titles.

On the base of big experience of Russia in desigh and operation of fast power reactors the consept of new generation fast reactors is developed which meets all requirements on the inherent safety, high ecological compatibility of fuel cycle and the ability to natural uranium economy even at low breeding parameters.

УДК 621.039.526

The Possible Conceptual Framework and Optimization of Safety Characteristics of the LMFRs with Different Types of Fuels and Cooled with the Na-K-Cs-alloy \V.S. Okunev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 10 pages, 3 tables. – References, 5 titles.

The layout of the LMFR with different types of fuels and cooling with the Na-K-Cs-alloy are descussed. The results are present of the solution of optimization problems with limitations for safety functionals characterizing an accident situations of ATWS types.

УДК 621.039.52.034.6

Thermodynamics and Kinetics of Interaction of Oxygen and Nickel Impurities in Lead-Bismuth Eutectic Alloy \B.A. Shmatko, A.E. Rusanov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 6 pages, 3 illustrations, 2 tables. – References, 8 titles. Thermodynamics of interaction of oxygen and nickel impurities in eutectic lead-bismuth alloy at temperature 500°C in static conditions is investigated by the electromotive force method with usage of solid electrolyte ZrO_2 $4Y_2O_3$. The nickel is strong deoxidizer of the coolant up to the NiO Gibbs energy level. In a circuition loop with temperatures of the coolant 260-520°C the phenomenon of accumulation of nickel in yhe coolant stream with the rate of 4410^{-2} g/hour was discovered when the activity of oxygen in the alloy at 520°C is lower than the equilibrium level for oxide coatings on steels and reaches values of 10^{-8} ë 6410^{-10} ($a << a_{min}$)

УДК 539.04.047

Application of ¹³¹I for Treatment of Toxic Goiter \A.S. Apyan, R.A. Roziev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 7 pages, 2 tables. – References, 20 titles.

The analysis of published reports on the treatment of toxic goitrous patients with ¹³¹I is presented in this paper. There are many methods of ¹³¹I dosage and nevertheless various authors have different opinions on the optimum amount of this radiopharmaceutical, which in majority cases may results in hypothyroidism. The authors recommend individual calculate amount of ¹³¹I for each patient using absorbed radiation dose in the thyroid.

НАШИ АВТОРЫ

Е.Ф. Авдеев – к.т.н., доцент, заведующий кафедрой теплофизики Обнинского института атомной энергетики (ОИАТЭ). Область научных интересов - гидродинамические и тепловые процессы в контурах ЯЭУ: турбулентное смешение теплоносителя, гидродинамика струйных мишеней.

А.Н. Анохин – к.т.н., доцент кафедры «Автоматизированные системы управления» ОИАТЭ. Председатель Калужского отделения Межрегиональной эргономической ассоциации. Окончил МИФИ в 1984 г. Область научных интересов - эргономика на атомных станциях, информационные технологии, системный анализ, искусственный интеллект. Автор около 50 работ.

А.В. Антонов – д.т.н., профессор кафедры «Автоматизированные системы управления» ОИАТЭ.

А.С. Апян – аспирант кафедры ядерной физики, окончила ОИАТЭ в 1998 г. Область научных интересов: медицинская физика.

В.В. Большунова – аспирантка кафедры «Теплофизика» ОИАТЭ, закончила ИАТЭ в 1997г. Область научных интересов - автоматика и теплотехнические измерения.

А.В. Виноградов – студент 5-го курса физикоэнергетического факультета ОИАТЭ.

Г.Н. Власичев - к.т.н., докторант кафедры «Ядерные реакторы и энергетические установки» физико-технического факультета Нижегородского государственного технического университета (НГТУ). Область научных интересов - тяжелые аварии с расплавлением активной зоны ядерного реактора, тепло- и массообмен. **К.В. Дергачев** – аспирант Брянского государ-

ственного технического университета.

В.А. Елисеев - начальник бюро Государственного научного центра Российской Федерации-Физико-энергетического института (ГНЦ РФ-ФЭИ).

В.С. Каекин – к.т.н., зав. кафедрой АЭС Ивановского государственного энергетического университета.

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

А.В. Лагерев - д.т.н., профессор, заведующий кафедрой Брянского государственного технического университета.

И.В. Малышева - инженер 1 категории ГНЦ РФ-ФЭИ.

В.И. Матвеев - к.ф.-м.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

Д.В. Мешалкин - инженер кафедры АЭС Ивановского энергетического университета.

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

П.Э. Переславцев - к.ф.-м.н., доцент кафедры общей и специальной физики ОИАТЭ.

А.В. Пляскин - аспирант кафедры «Автоматизированные системы управления» ОИАТЭ.

Р.А. Розиев – к.м.н., с.н.с. отделения радиохирургического лечения открытыми радионуклидами Медицинского радиологического научного центра РАМН. В 1984 г. окончил Киргизский Государственный медицинский институт. Область научных интересов - радионуклидная терапия, заболевания щитовидной железы, радиобиология.

А.Е. Русанов - к.т.н., заместитель директора по науке технологического отделения. Область научных интересов – разработка и обоснование выбора конструкционных материалов для ЯЭУ с ЖМТ, термоядерных и мишенных установок.

Д. Сахраи - соискатель кафедры общей и специальной физики.

В.К. Семенов - д.т.н., профессор кафедры физики Ивановского энергетического университета.

Б.А. Шматко - д.т.н., профессор, главный научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов - физическая химия жидкометаллических теплоносителей ЯЭУ, твердоэлектролитные преобразователи информации и энергии.

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

OUR AUTHORS

E.F. Avdeev – Cand.Sci. (Engineering), Associate professor, head of the thermal physics department of the Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering (OINPE). Scientific interests - hydrodynamics and thermal processes in the NPP loops: turbulent mixing of coolant, hydrodynamics of jet targets.

A.N. Anokhin –Cand. Sci. (Engineering), Associate professor of the automated control systems department of the OINPE. Head of Kaluga Department of Inter-Regional Ergonomic Association. Graduated from the Moscow Physics and Engineering Institute in 1984. Scientific interests - ergonomics on NPPs, information technologies, system analysis, artificial intellect. About 50 publications.

A.V. Antonov – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the automated control systems department of the OINPE.

A.S. Apyan - post graduate student at the nuclear physics department of the OINPE, graduated from the OINPE in 1998. Scientific interests - medical physics.

V.V. Bolshunova - post-graduate student at the thermal physics department of the OINPE, graduated from the OINPE in 1997. Scientific interests - automatics and thermal engineering measurement.

K.V.Dergachov – post graduate student of the Bryansk State Technical University.

V.A. Eliseev - head of bureau of the State Scientific Centre of Russian Federation – Institute of Physics and Power Engineering (SSC RF-IPPE).

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

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

A.V.Lagerev - Dr.Sci.(Engineering), Professor, head of department of the Bryansk State Technical University.

I.V. Malysheva - first rank engineer of the SSC RF-IPPE.

V.I. Matveev - Cand. Sci. (Phys.-Math.), leading researcher of the SSC RF-IPPE.

D.V. Meshalkin - engineer of NPP departament

of the Ivanovo State Power Engineering University

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

P.E. Pereslavtzev – Cand.Sci. (Phys.-Math.), Associate professor of the common and spesial physics department of the OINPE.

A.V. Plaskin – post graduate student of the automated control systems department of the OINPE.

R.A. Roziev – Cand. Sci. (Medicine), senior researcher of the department of radiosurgical treatment by open radionuclides of the Medical radiologic scientific centre of Russian Academy of medical scienses. Graduated from the Kirgizian State Medical institute in 1984. Scientific interests radionuclide therapy, thyroid gland diseases, radiobiology.

A.Eu. Rusanov - Cand.Sci. (Engineering), deputy director of department of the SSC RF-IPPE. Scientific interests - development and justification of the structural materials choice for NPPs with liquid metal coolants, thermonuclear and target installations.

D. Sakhrai - competitor of the common and special physics department of the OINPE.

V.K. Semenov - Dr.Sci. (Engineering), Professor of the physics departament of the Ivanovo State Power Engineering University.

B.A. Shmatko - Dr.Sci. (Engineering), Professor, head researcher of the SSC RF-IPPE. Scientific interests: physical chemistry of liquid metal coolants, solid electrolyte converters of energy and information.

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

A.V. Vinogradov - 5-th year student of the physics and engineering faculty of the OINPE.

G.N. Vlasichev – Cand. Sci. (Engineering), doctorant of the nuclear reactors and power installations department of the Nizhny Novgorod State Technical University. Scientific interests - heavy accidents with the core melting , heat- and masstransfer.