НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:

Физика ядерных реакторов

выпуск



НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

СЕРИЯ: ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Издается с 1989 г.

ВЫПУСК 4

2023

Журнал «Вопросы атомной науки и техники» был учрежден в 1970 году Министерством среднего машиностроения СССР и включал в себя несколько серий по различным направлениям атомной отрасли. До 1989 года статьи по проблематике физики ядерных реакторов публиковались в выпусках «Физика и методы расчета ядерных реакторов» (с 1981 года, ИАЭ им. И. В. Курчатова) и «Динамика ядерно-энергетических установок» (НИИМеханики ННГУ) в составе серии «Физика и техника ядерных реакторов», а также в серии «Импульсные реакторы и простые критические сборки» (ВНИИЭФ). В настоящее время издание указанных выпусков и серии прекращено, и статьи по соответствующей тематике публикуются в журнале «Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов» (ВАНТ. ФЯР), учрежденном в 1989 году Национальным исследовательским центром «Курчатовский институт».

Свидетельство о регистрации средства массовой информации ВАНТ. ФЯР в Роскомнадзоре – ПИ № ФС77-66041 от 10.06.2016.

Международный классификатор – ISSN 0205-4671.

DOI 10.53403/02340763 2023 4

Подписной индекс 32067 в каталоге подписных изданий Агентства «Урал-Пресс».

Выходят пять выпусков в год. Цена свободная.

Адрес издателя РФЯЦ-ВНИИЭФ: 607188, г. Саров Нижегородской обл., пр. Мира, 37.

Адрес редакции РФЯЦ-ВНИИЭФ: 607188, г. Саров Нижегородской обл., пр. Мира, 37, ИЯРФ.

Тел. (83130) 2-83-52; e-mal: otd4@expd.vniief.ru.

Тематика журнала ВАНТ. ФЯР:

ядерные реакторы и ядерно-энергетические установки (ЯЭУ) различного типа и назначения, импульсные реакторы, критические сборки; теория ядерных реакторов и ЯЭУ, методы расчета, вычислительные программы; экспериментальные методы, приборы и установки; расчетно-теоретические и экспериментальные исследования ядерных реакторов и ЯЭУ; динамика ядерных реакторов и ЯЭУ, контроль и управление; ядерная безопасность; радиационная защита; радиационная безопасность; гидродинамика и теплообмен; физико-технические проблемы ЯЭУ; исследования характеристик материалов и их изменения под воздействием облучения; обеспечение безопасной эксплуатации АЭС и других ядерных установок; топливный цикл ядерной энергетики; отдельные аспекты и общие проблемы ядерной энергетики.

Тематика журнала соответствует специальностям 01.04.01, 01.04.14, 05.13.18, 05.14.03 и 05.26.05 Номенклатуры специальностей научных работников.

Рукописи, поступающие в редакцию журнала, рецензируются.

Журнал включен в Перечень рецензируемых научных изданий ВАК, в которых должны быть опубликованы основные научные результаты диссертаций на соискание ученых степеней кандидата и доктора наук.

Электронные копии журнала находятся в базе данных Научной электронной библиотеки www.elibrary.ru и на сайте НИЦ «Курчатовский институт» http://nrcki.ru/catalog/index.shtml?g_show=37331

Журнал включен в Российский индекс научного цитирования (РИНЦ).

С 2011 года статьи из журнала публикуются в переводе на английский язык в специальных выпусках журнала «Physics of Atomic Nuclei» (перевод Российского журнала «Ядерная физика»), издаваемого компанией PLEIADES PUBLISHING Ltd (ISSN: 1063-7788 печатная версия, ISSN: 1562-692Х электронная версия). Журнал «Physics of Atomic Nuclei», включая выпуски с переводными статьями из журнала «Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов», имеет цифровой идентификатор статей (DOI) и индексируется в SCOPUS, Science Citation Index, INIS Atomindex и др.

Редакционная коллегия:

Главный редактор – Ю. М. Семченков (НИЦ «Курчатовский институт»).

Заместители главного редактора: С. М. Зарицкий (НИЦ «Курчатовский институт»),

А. А. Кайгородов (ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»), В. М. Махин (АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»).

Секретариат: Е. А. Старостина (НИЦ «Курчатовский институт»), Е. В. Куличкова (ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»), Н. А. Ясколко (АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»).

Члены редколлегии: В. Е. Велихов, А. Ю. Гагаринский, А. А. Ковалишин, М. П. Лизоркин,

В. А. Павшук, (НИЦ «Курчатовский институт»);

С. В. Воронцов, А. С. Кошелев, А. А. Пикулев (ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»);

А. В. Лукин, Ю. А. Соколов (ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ»);

А. Н. Шмелев, Н. В. Щукин (НИЯУ МИФИ);

Ю. А. Безруков, А. А. Николаев, В. П. Семишкин, М. А. Увакин, А. Н. Чуркин (АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»).

При перепечатке и цитировании ссылка на журнал обязательна.

Перепечатка материалов допускается только с письменного разрешения редакции.

© НИЦ «Курчатовский институт», 2023 © ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2023

СОДЕРЖАНИЕ

М. С. Майков, А. М. Дюдяев,		M. S.
С. А. Кимяев, И. М. Пискорский,		S. A. F
В. М. Цветков, Д. А. Юнин		V. M.
Алгоритм работы автоматического		Algori
регулятора мощности реактора ИКАР-М	4	operati
А. А. Щеглов, А. А. Пикулев,		
Л. Ю. Глухов, Н. И. Москвин,		A. A. S
Е. К. Бурякова, А. Р. Дягель,		L. Yu.
Д. А. Юнин		Үе. К.
Измерение динамического давления		D. A. Y
в корпусе растворного импульсного		Measu
реактора ВИР-2М.		of solu
I. Подготовительные работы	20	I. Prep
А. В. Шуркаев, А. А. Пикулев,		
А. А. Кубасов, Д. А. Юнин, А. Д. Авдеев,		A. V. S
А. Р. Дягель, С. О. Табаков		A. A.]
Оценка последствий радиационных		A. R. 1
аварий, связанных с разгерметизацией		Consec
системы каталитической рекомбинации		to cata
и/или газового контура перспективного	20	contou
растворного ядерного реактора	28	nuclea
А. В. Арапов, А. М. Дюдяев,		A. V. <i>A</i>
В. С. Майорников, Г. Н. Пикулина,		V. S. N
И. М. Пискорский, Н. В. Распопов,		I. M. I
А. Б. Соколов, В. А. Юхневич		A. B. S
Система контроля физических параметров		Contro
в составе С у 3 исследовательского	15	as a pa
ядерного реактора БР-КТМ	45	nuclea
А. С. Кошелев, Е. Ю. Тарасова,		A. S. F
А. Е. Никифоров		A. Ye.
Фединг-коррекция оптических показании		Fading
Гамма-дозиметров СО ПД (ДТС)-0.05/10,		of gam
измеряемых на $\lambda = 745$ нм,		the new
в постоолучательном интервале	56	to 100
длительностью до тоо суток	50	10 100
А. Р. Бафаев, В. И. Литвин,		A. R. 1
А. А. Кузинская, Л. С. Ершова		A. A. I
определение характеристик неитронного		of
поля или ин и инстроино-	70	by the
активациоппым мстодом	10	by the

CONTENTS

M. S. Majkov, A. M. Dyudyaev, S. A. Kimyaev, I. M. Piskorskii	
V. M. Tsvetkov, D. A. Yunin	
Algorithm of automatic power controller	
operation in reactor IKAR-M	4
A. A. Shcheglov, A. A. Pikulev, L. Yu. Glukhov, N. I. Moskvin,	
Ye. K. Buryakova, A. R. Dyagel',	
D. A. Yunin	
Measuremebt of dynamic pressure in a vessel	
of solution-type pulsed reactor VIR-2M.	20
1. Preparatory activities	20
A. V. Shurkaev, A. A. Pikulev,	
A. A. KUDASOV, D. A. YUIIII, A. D. AVUEEV, A. R. Dyagel' S. O. Tabakov	
Consequence analysis of accidents related	
to catalytic recombination system and/or gas	
contour depressurization of the promising	
nuclear research reactor	28
A. V. Arapov, A. M. Dudyaev, V. S. Majornikov, G. N. Pikulina,	
I. M. Piskorskiy, N. V. Raspopov,	
A. B. Sokolov, V. A. Yuchnevich	
Control system of physical parameters	
as a part of reactor control system of research	4.5
nuclear facility BR-KIM	45
A. S. Koshelev, Ye. Yu. Tarasova,	
A. Ye. Nikiforov	
of gamma dogimeters SO PD (DTS) 0.05/10	
measured on $\lambda = 745$ µm within	
the post-irradiation interval up	
to 100 days long	56
A R Banhaov V I Litvin	
A. A. Kuzinskava, L. S. Ershova	
Determination of the characteristics	
of neutron field of the IGRIK-2 reactor	
by the neutron activation method	70

АЛГОРИТМ РАБОТЫ АВТОМАТИЧЕСКОГО РЕГУЛЯТОРА МОЩНОСТИ РЕАКТОРА ИКАР-М

М. С. Майков, А. М. Дюдяев, С. А. Кимяев, И. М. Пискорский, В. М. Цветков, Д. А. Юнин

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 607188, г. Саров Нижегородской обл., пр. Мира, д. 37

Статья поступила в редакцию 29.05.23, после доработки – 31.05.23, принята к публикации 02.06.2023

В статье представлен алгоритм работы автоматического регулятора мощности реактора ИКАР-М, создаваемого на базе стенда для критических сборок ИКАР-С. В работе описаны алгоритмы формирования управляющего сигнала и результаты проверки их работоспособности, кинетическая модель реактора ИКАР-М, схемы использования рабочих органов регулирования реактивности, алгоритм выбора оптимальной скорости движения исполнительного механизма рабочего органа регулирования реактивности.

Ключевые слова: исследовательская ядерная установка, автоматический регулятор мощности, кинетическая модель ядерного реактора, алгоритм управления, управляющий сигнал, орган регулирования реактивности.

Algorithm of automatic power controller operation in reactor IKAR-M. M. S. Majkov, A. M. Dyudyaev, S. A. Kimyaev, I. M. Piskorskii, V. M. Tsvetkov, D. A. Yunin (*FSUE «RFNC-VNIIEF»*, 607188, Sarov, Nizhny Novgorod region, Mira ave., 37). In the paper there is presented the algorithm of automatic power controller operation in reactor IKAR-M created on the base of a stand of critical assemblies IKAR-S. In the paper there are described: algorithms of control signal formation and results of their efficiency testing, kinetic model of reactor IKAR-M, schemes of using reactivity regulating working members, algorithm of selecting optimal rate of motion of the actuator of the reactivity regulating working member.

Key words: research nuclear installation, automatic power controller, kinetic model of nuclear reactor, control algorithm, control signal, reactivity regulating member.

DOI 10.53403/02054671_2023_4_4 EDN: PNSATZ

Введение

В настоящее время ведутся работы по созданию на базе стенда для критических сборок (СКС) ИКАР-С [1] статического ядерного реактора ИКАР-М [2]. Одним из основных направлений использования реактора ИКАР-М является проведение испытаний крупногабаритных приборов и радиоэлектронной аппаратуры на стойкость к гамма-нейтронному излучению.

Одной из наиболее важных задач при проведении испытаний является обеспе-

чение требуемых параметров облучения, а именно плотности потока нейтронов и мощности дозы гамма-излучения на объекте испытаний. Значения этих параметров определяются мощностью работы реактора.

Нередко испытания на реакторной установке проводятся длительное время, в том числе в многосменном режиме. В таких случаях при управлении установкой оператором (вручную) отклонение от заданного уровня мощности может быть значительным и привести к снижению качества испытаний. Кроме того, при управлении установкой оператором всегда присутствует влияние человеческого фактора.

Для исключения влияния человеческого фактора, ошибок персонала при проведении дорогостоящих испытаний, а также для обеспечения высокой степени точности поддержания уровня мощности, в особенности при длительной работе установки, целесообразно использовать систему автоматического управления, которая позволит с высокой степенью точности автоматически поддерживать уровень мощности установки и обеспечить требуемые параметры воздействия на объект испытаний.

1. Базовые алгоритмы работы автоматического регулятора мощности

Для обеспечения функционирования автоматического регулятора мощности (АРМ) были разработаны алгоритмы его Основными характеристиками, работы. которые служат опорными для работы АРМ, являются текущая мощность N, заданная мощность N_3 , текущее значение обратного периода разгона реактора Аw и заданный период разгона реактора Тр, а также величины отклонений от них, такие как: Δ – относительное допустимое отклонение от заданной мощности, ΔAw – допустимое отклонение от заданного обратного периода разгона, δAw – относительное сопряженное отклонение от заданного обратного периода разгона. Таким образом, алгоритм работы АРМ предполагает формирование двух промежуточных управляющих сигналов:

– по обратному периоду разгона (рис. 1);

- по мощности (рис. 2).



Рис. 1. Диаграмма формирования управляющего сигнала по обратному периоду



Рис. 2. Диаграмма формирования управляющего сигнала по мощности

На основе данных сигналов формируется комплексный сигнал, который рассчитывается как сумма двух компонент: управляющего сигнала по мощности и управляющего сигнала по обратному периоду. Комплексный сигнал может принимать значения «-2», «-1», «0», «1», «2».

Рабочий сигнал «-1», «0» или «1» формируется на основе условий для комплексного сигнала. На рис. 3 представлен алго-



Рис. 3. Диаграмма выбора рабочего управляющего сигнала

ритм формирования рабочего управляющего сигнала. На рис. 1–3 использованы следующие обозначения:

 – управляющий сигнал «1» – сигнал на перемещение рабочего органа регулирования реактивности (РО РР) вверх на элементарный шаг;

 – управляющий сигнал «-1» – сигнал на перемещение РО РР вниз на элементарный шаг;

– управляющий сигнал «0» – сигнал, не требующий перемещения РО РР.

Реализация и отработка алгоритмов работы АРМ проводилась в программной среде с использованием кинетической модели работы реактора ИКАР-М, описание которой представлено ниже.

Условие
$$Aw > \left(\frac{1}{T_p} + \Delta Aw\right)$$
 является усло-

вием обеспечения безопасности работы реактора, оно не позволяет реактору экспоненциально увеличивать мощность

быстрее периода
$$\left(\frac{T_{\rm p}}{1+\Delta AwT_{\rm p}}\right)$$
. Условие

$$Aw < \left(-\frac{1}{T_{p}} - \Delta Aw\right)$$
не позволяет реактору
уменьшать мощность быстрее периода по
модулю $\left|\frac{T_{p}}{1 + \Delta AwT_{p}}\right|$.

2. Схемы управления рабочими органами регулирования реактивности

На реакторе ИКАР-М предусмотрено 6 рабочих органов регулирования реактивности: 2 из них (РР 3 и РР 4) имеют нейтронно-физический вес ~7 В_{эф} (далее – «тяжелые») и 4 (PP 1, PP 2, PP 5, PP 6) -~1 β_{20} (далее – «легкие») [2]. Расположеорганов регулирования ние остается прежним, аналогично реализованному на СКС ИКАР-С. Схематичное расположение РО РР, рабочих органов аварийной защиты (AB3) и источников нейтронов (ИН) представлено на рис. 4. Нейтронно-физический вес РО РР реактора ИКАР-М принимался равным «весу» РО РР на СКС ИКАР-С.

При использовании АРМ важно, какие и в какой последовательности будут задей-

ствованы РО РР. Предварительно было проанализировано 10 различных схем управления шестью РО РР (табл. 1). В качестве базовых были выделены следующие группы РО РР и схемы управления:

- 2 «тяжелых» РО РР, схема «2 тяжелых по очереди»;

– 4 «легких» РО РР, схема «4 легких по очереди»;

- 6 РО РР (все РО РР), схема «6 по очереди»;

-6 PO PP / 4 «легких» PO PP – вывод установки в состояние, близкое к критическому на запаздывающих нейтронах ($-0,1\beta_{9\phi}$), осуществляется всеми шестью PO PP, затем четырьмя «легкими» PO PP – управление мощностью.

Описание расчета параметров схем управления приводится в разделе 4 «Отработка APM» данной статьи.



Рис. 4. Схематичное расположение органов аварийной защиты, регулирования реактивности и источников нейтронов в активной зоне реактора ИКАР-М

	T T			
Схема управления	Перерегулирование, %	Колебания мощности, %		
Cxer	мы управления базовые			
	2.5	«легкий»	0,2	
«о по очереди»	2,5	«тяжелый»	1,25	
«4 легких по очереди»	5	0,2		
«2 тяжелых по очереди»	1,25	1,25		
«6 РО РР, 4 «легких» РО РР»	8	0,2		
Схемы управления дополнительные				
«4 легких группой»	1,25	1,25	5	
«2 легких группой»	2,50	0,70		
«PP 1»	7,5	0,2		
«6 группой»	_	Управление невозможно		
«4 легких вверх, 2 тяжелых вниз»	_	Управление невозможно		
«2 тяжелых вверх, 4 легких вниз»	_	Управление невозможно		

Основные параметры схем управления

Примечания. «Управление невозможно» обозначает неспособность АРМ поддерживать заданный уровень мощности; перерегулирование – возникновение колебаний мощности, амплитуда которых превосходит установленный диапазон отклонения от заданной мощности реактора в момент перехода с участка разгона (спада) на стационарный уровень.

3. Кинетическая модель реактора ИКАР-М

Для отработки схем управления, их анализа и выбора оптимальных решений, а также для проверки функционирования базовых алгоритмов была разработана кинетическая модель реактора ИКАР-М. Симуляция работы кинетической модели реализовывалась в программной среде.

Использованная в данной работе кинетическая модель ядерного реактора основана на одноточечной модели кинетики. Далее представлены основные параметры и характеристики, использованные при построении кинетической модели.

3.1. Расчет мощности

В работе [3] приводится рекуррентное соотношение, связывающее реактивность и плотность потока нейтронов (мощность) в ядерном реакторе. Преобразовав это соотношение, получим выражение, позволяющее рассчитывать мощность работы ядерного реактора на следующем шаге по времени, если известно значение мощности на предыдущем шаге:

Таблица 1

$$N_{j} = \frac{\sum_{i=1}^{6} B_{i} N_{j-1} - S - \sum_{i=1}^{6} (C_{i,j-1} E_{i})}{\sum_{i=1}^{6} A_{i} + \rho_{j} - 1}, \qquad (1)$$

где N_j – мощность ядерного реактора в *j*-й момент времени; N_{j-1} – мощность ядерного реактора в *j*-1 момент времени; A_i , B_i , E_i – безразмерные коэффициенты, получаемые для *i*-й группы констант запаздывающих нейтронов при времени квантования Δt ; S – величина, пропорциональная мощности внешнего источника нейтронов; $C_{i,j-1}$ – источник запаздывающих нейтронов *i*-й группы в момент времени *j*-1; ρ_j – реактивность в *j*-й момент времени.

Начальная мощность (N₀) задается произвольной константой. Безразмерные коэффициенты находятся по формулам [3]:

$$A_i = \alpha_i \frac{\left(1 - \left(1 - E_i\right)\right)}{\lambda_i \Delta t},$$
 (2)

$$B_i = \alpha_i \frac{\left(E_i - \left(1 - E_i\right)\right)}{\lambda_i \Delta t},\tag{3}$$

$$E_i = \exp(-\lambda_i \Delta t). \tag{4}$$

где λ_i – постоянная распада *i*-й группы запаздывающих нейтронов; Δt – время квантования.

Источник запаздывающих нейтронов описывается системой уравнений:

$$C_{i,j} = C_{i,j-1}E_i + A_iN_j - B_iN_{j-1}, \quad (5)$$

$$C_{i,0} = \alpha_i N_0. \tag{6}$$

В активной зоне реактора ИКАР-М используется диспергированное высокообогащенное топливо в виде уран-алюминиевых твэлов и уран-графитовых блоков, распределенных в графитовой матрице [2]. Наличие значительного количества замедлителя нейтронов приводит к тому, что преимущественная доля делений происходит при поглощении нейтронов в тепловой области энергий, т. е. реактор ИКАР-М относится к реакторам на тепловых нейтронах. Для процесса деления U^{235} тепловыми нейтронами константы шести групп запаздывающих нейтронов приведены в [4].

3.2. Расчет обратного периода разгона

Обратный период разгона ядерного реактора рассчитывался по методу наименьших квадратов с помощью следующих соотношений (для $n \ge 2$):

$$\Delta t_i = t_i - t_1, \tag{7}$$

$$\Delta N_i = \ln(N_i) - \ln(N_1), \qquad (8)$$

$$Aw_{n} = \frac{n\sum_{i=1}^{n} (\Delta t_{i} \Delta N_{i}) - \sum_{i=1}^{n} \Delta t_{i} \sum_{i=1}^{n} \Delta N_{i}}{n\sum_{i=1}^{n} \Delta t_{i}^{2} - \left(\sum_{i=1}^{n} \Delta t_{i}\right)^{2}}, \quad (9)$$

где Aw – обратный период изменения мощности, с⁻¹; n – количество измерений; N_i – значение мощности *i*-го измерения, Вт; N_1 – значение мощности первого измерения, Вт; t_i – координата по оси времени *i*-го измерения, с; t_1 – координата по оси времени первого измерения, с.

3.3. Расчет реактивности

Для реактора ИКАР-М реактивность зависит от трех составляющих: запаса реактивности системы, положения РО РР и отрицательного температурного эффекта реактивности, –

$$\rho_{j} = \sum_{i=1}^{6} \rho_{PPij} + \rho_{3P} + k\Delta T_{zj}, \qquad (10)$$

где ρ_j – реактивность системы в *j*-й момент времени, $\beta_{3\phi}$; ρ_{PPij} – реактивность, внесенная *i*-м стержнем регулирования реактивности (РО РР) на *j*-й момент времени (на реакторе ИКАР-М всего имеется шесть РО РР), $\beta_{3\phi}$; ρ_{3P} – запас реактивности системы в начальный момент времени, $\beta_{3\phi}$; k – коэффициент температурной обратной связи по реактивности, $\beta_{3\phi}/K$; ΔT_{zj} – прирост температуры активной зоны, К.

В расчетной модели кинетики ядерного реактора ИКАР-М, использованной в настоящей работе, эффект интерференции РО РР не учитывался.

В рамках физического пуска СКС ИКАР-С 2016 года были проведены измерения влияния положения каждого из шести РО РР на реактивность системы, в которых были получены интегральные характеристики каждого РО РР. На рис. 5 и 6 представлены интегральные характеристики «легкого» (РО РР 1) и «тяжелого» (РО РР 3) рабочих органов.



Рис. 5. Интегральная характеристика РО РР 1



Рис. 6. Интегральная характеристика РО РР 3

Интегральные характеристики каждого РО РР были аппроксимированы полиномами 6 степени. Реактивность, вносимая каждым рабочим органом, определяется как

$$\rho_{PPij} = k_{6i} x_{ij}^6 + k_{5i} x_{ij}^5 + k_{4i} x_{ij}^4 + k_{3i} x_{ij}^3 + k_{2i} x_{ij}^2 + k_{1i} x_{ij} + k_{0i}, \qquad (11)$$

где x_j – координата положения *i*-го РО в *j*-й момент времени, мм; k_{0i} – вес *i*-го РО, $\beta_{3\phi}$; k_{mi} – коэффициент полинома, где m = 1, 2, ..., 6 – номер коэффициента полинома; i = 1, 2, ..., 6 – номер РО.

3.4. Расчет температуры активной зоны

В расчетах температуры активной зоны (АЗ) использовалось два предположения:

 тепло равномерно распределяется по всей активной зоне, вследствие чего температура считается одинаковой во всех точках АЗ; тепло распределяется только в АЗ (топливные секции и конвертор), исключая графитовую решетку и внешний отражатель.

Температура активной зоны определялась выражением

$$T_{z}(t) = T_{\text{BHIII}} + e^{-\chi t} \int_{0}^{t} \frac{W_{1}(t)}{C_{z}} e^{\chi t} dt + \Delta T_{z}(0) e^{-\chi t}.$$
 (12)

где $T_{\rm BHIII}$ – температура внешней среды, предполагается постоянной; χ – коэффициент теплоотдачи, расчетное значение 1,8·10⁻⁵ c⁻¹ [1]; $W_1(t)$ – тепловая мощность реактора; C_z – теплоемкость активной зоны, расчетное значение составляет 8,4·10⁶ Дж/К [1]; $\Delta T_z(0)$ – разница между начальной температурой активной зоны и температурой внешней среды в момент времени t = 0.

4. Отработка АРМ

Отработка АРМ проводилась в программной среде с целью проверки работоспособности базовых алгоритмов и определения основных параметров для схем управления РО РР, позволяющих выбрать наиболее оптимальную схему управления.

На рис. 7–9 представлены расчетные графики вывода реактора ИКАР-М на мощность (верхние части рисунков) 8 кВт с периодом разгона 60 с, а также график изменения управляющего сигнала (нижняя часть рисунка), по которому можно отслеживать направление перемещения и частоту использования РО РР для наиболее перспективных схем управления. Для всех схем использовалась скорость перемещения РО РР, равная 5 мм/с. Скорость изменения реактивности, вносимая одним «легким» РО РР на линейном участке интегральной характеристики, составляла ~ 0,003 β_{эф}/с.



Рис. 7. Схема «Выбор РО РР оператором»



Рис. 8. График мощности и управляющего сигнала, схема «4 легких по очереди»

Величина перерегулирования рассчитывалась следующим образом:

$$\Pi = \frac{N_3 - N_{\text{max}}}{N_3} \cdot 100\%.$$
 (13)

где N_{max} – максимальная мощность при переходе от режима удержания периода к режиму удержания мощности.

В схеме «Выбор РО РР оператором» оператор может выбирать любой из РО РР,



Рис. 9. График мощности и управляющего сигнала, схема «6 PO PP, 4 «легких» PO PP»

а также любые их комбинации. Например, только PO PP 1 или PO PP 1 и PO PP 5, или сразу все 6 PO PP.

Из рис. 7 видно, что при использовании схемы «4 легких группой» перерегулирование практически отсутствует, колебания мошности от заданного значения составляют примерно 1,25 %. При использовании схемы «6 группой» регулирование невозможно. При использовании только РО РР 1 и РО РР 2 колебания мощности снижаются примерно в 2 раза по сравнению со схемой «4 легких группой». Если при поддержании мощности использовать только один «легкий» РО РР (схема «РО РР 1»), то колебания мощности незначительны и лежат в заданном диапазоне (в пределах ±0,2 % от заданного уровня мощности).

При использовании схемы «4 легких по очереди» (рис. 8) перерегулирование составляет ~5%. Колебания мощности находятся в заданном диапазоне. При использовании схемы «6 критика, 4 управление» (рис. 9) перерегулирование составило около 8%. При этом колебания мощности лежат в заданном диапазоне.

4.1. Оптимизированная схема управления РО РР реактора ИКАР-М

Анализ табл. 1 показывает, что наиболее оптимальный вариант схемы управления РО РР можно составить из комбинации двух схем управления; он реализуется объединением алгоритмов схем «4 легких по очереди» (лучший результат по колебаниям мощности – 0,2 %) и «4 легких группой» (лучший вариант по перерегулированию – 1,25 %).

На основе группы 4 «легких» РО РР можно реализовать несколько вариантов схем «Выбор РО РР оператором», при этом выбор РО РР, задействованных в процессе регулирования, осуществляется вручную в любой нужной оператору комбинации.

Проведенные исследования показали, что наиболее сложным для регулирования является переход от режима «Поддержание периода» к режиму «Поддержание мощности». Это связано с тем, что в момент перехода система управления должна плавно уменьшить реактивность (соответствующую установленному периоду разгона) до нуля, при этом обеспечив выход реактора на заданный уровень мощности с минимальным значением перерегулирования.

Для обеспечения данного перехода предложена «Комбинированная схема». В схеме используется 4 «легких» РО РР, перемещающихся по очереди со скоростью При работе на стационарном 5 мм/с. уровне мощности алгоритм «Комбинированной схемы» реализует равномерное использование РО РР, т. е. при возникновении управляющего сигнала «1» используется РО РР, находящийся ниже других, а в случае сигнала «-1» – РО РР, находящийся выше других. В процессе использования «Комбинированной схемы» оператор может изменять количество используемых РО РР при автоматическом поддержании мощности.

Для снижения влияния переходных процессов при увеличении уровня заданной мощности используется специальный порядок включения исполнительных механизмов РО РР, обеспечивающий быструю (~0,015 $\beta_{3\phi}$ /с) компенсацию введенной избыточной реактивности.

Для уменьшения влияния переходных процессов при уменьшении уровня заданной мощности используется ограничение по допустимой степени подкритичности реактора (-0,1 $\beta_{3\phi}$), которое не позволяет

вводить излишнюю отрицательную реактивность путем введения РО РР в активную зону. Использование данного ограничения связано с особенностью работы алгоритмов (рис. 1, 2). В случае отсутствия ограничения, АРМ будет вводить отрицательную реактивность до тех пор, пока текущее значение мощности не станет равным величине верхней границы заданной мощности, что будет приводить к излишнему перерегулированию реактора.

Это позволит ограничить расчетное перерегулирование на уровне ~2 % при увеличении мощности и при этом колебания мощности не превысят 0,2 % от заданной.

Результаты симуляции работы реактора ИКАР-М без использования и при использовании «Комбинированной схемы» представлены на рис. 10 и 11, соответственно.

Из рис. 10 видно, что перерегулирование составляет около 10 %. Из сравнения рис. 10 и 11 видно, что при использовании «Комбинированной схемы» перерегулирование снизилось и составляет примерно 2 %, поэтому в качестве оптимальной схемы управления выбрана «Комбинированная схема».



Рис. 10. Симуляция работы реактора без использования «Комбинированной схемы»



Рис. 11. Симуляция работы реактора при использовании «Комбинированной схемы»

5. Выбор оптимальной скорости движения РО РР, алгоритм автоматического выбора скорости движения

Для снижения нагрузок и увеличения ресурса двигателя исполнительного механизма важно определить оптимальную скорость движения РО РР в процессе автоматического поддержания мощности реактора.

Для оценки оптимальной скорости движения РО РР был проведен цикл модельных расчетов. В каждом расчете задавалась различная скорость движения РО РР в диапазоне от 2 до 5 мм/с с шагом 1 мм/с. Для определения лучшего результата были введены критерии качества работы реактора под управлением АРМ. Каждому из критериев качества присвоен свой оценочный балл по 10-бальной шкале от 0 до 10. Итоговые баллы критериев качества представлены в табл. 2. Анализ табл. 2 показывает, что наилучшие результаты (наибольшее количество баллов) достигаются для скорости движения PO PP от 2 до 4 мм/с. Однако стоит обратить внимание и на скорости, имеющие максимальные оценки в одном из критериев качества, таковыми являются скорости 5, 4 и 2 мм/с.

Как видно из табл. 2, скорость движения РО РР 5 мм/с обладает двумя максимальными баллами за критерии качества: время выхода на заданную мощность и качество переходных процессов, – но также имеет два низких балла за критерии качества нагрузки на исполнительный механизм (ИМ) и качества регулирования на стационарной мощности.

В противоположность случаю 5 мм/с, скорость движения РО РР 2 мм/с имеет максимальные баллы в критериях качества по нагрузке на ИМ и качеству регулирования на стационарной мощности и минимальные – для критериев качества по времени выхода на заданную мощность и качества переходных процессов.

Из вышеизложенного можно сделать вывод, что использовать скорость 5 мм/с предпочтительно при выводе реактора на положительный период разгона и при снижении перерегулирования, а скорость 2 мм/с нужно использовать при поддержании стационарного уровня мощности реактора.

Для реализации автоматического выбора скорости был разработан алгоритм, представленный на рис. 12; на рис. 13 представлена симуляция работы реактора с автоматическим выбором скорости.

Из рис. 13 видно, что при использовании данного алгоритма автоматического выбора скорости движения РО РР и «Комбинированной схемы» перерегулирование составляет примерно 2 %, при этом частота возникновения управляющего сигнала (отличного от «0») при поддержании стационарного уровня мощности мала (по сравнению с рис. 11). Это объясняется малым количеством вводимой положительной или отрицательной реактивности (0,0011 β_{ab}/c).

Таблица 2

	Критерий качества				
Скорость движения РО РР (мм/с)	Время выхода (перехода) на заданный уровень мощности	Качество переходных процессов при изменении заданной мощности	Качество регулирования на стационар- ном уровне мощности	Нагрузка на привод исполнительного механизма	Сумма
5	10	10	4	4	28
4	8	10	6	6	30
3	6	8	8	8	30
2	4	6	10	10	30

Баллы различных скоростей движения РО РР за критерии качества



Рис. 12. Алгоритм автоматического выбора скорости движения РО РР



Рис. 13. График мощности и управляющего сигнала при использовании «Комбинированной схемы управления» и автоматического выбора скорости движения РО РР

6. Верификация алгоритма работы АРМ в пассивном режиме на СКС ИКАР-С

Верификация разработанного алгоритма работы АРМ была проведена на СКС ИКАР-С. Цель верификации - подтверждение правильности работы базового алгоритма (см. рис. 1-3) путем онлайн сравнения действий оператора и команд, выдаваемых программой симуляции АРМ при работе СКС ИКАР-С на мощности. При проведении данных работ никаких операций и действий, связанных с внесением изменений в СУЗ СКС ИКАР-С не производилось, а управление установкой осуществлялось оператором в соответствии с руководством по эксплуатации. Текущие параметры СКС (период разгона и мощность), необходимые для осуществления расчетов АРМ, принимались от независимой, работающей автономно в режиме наладки системы контроля физических параметров (СКФП).

Управление СКС ИКАР-С осуществлялось оператором перемещением РО РР 1. Действия оператора производились в соответствии со световой индикацией, которая выводилась на монитор (рис. 14). При выдаче зеленого сигнала «Вверх» оператор осуществлял перемещение PO PP 1 на единичный шаг вверх, при выдаче красного сигнала «Вниз» оператор осуществлял перемещение PO PP 1 на единичный шаг вниз. При отсутствии сигналов оператор не производил управляющих действий.

На рис. 15 представлен график мощности и реактивности СКС ИКАР-С, принимаемый от СКФП, а также управляющий сигнал, сформированный логикой АРМ, представленной на рис. 1–3. Поддержание мощности осуществлялось для трех значений заданной мощности: 920 Вт – в течение 1000 с (промежуток времени от 2880 до 3880 с); 917 Вт – в течение 600 с (промежуток времени от 3880 до 4480 с); 919 Вт – в течение 1600 с (промежуток времени от 4480 до 6080 с).

Во всех случаях мощность поддерживалась в пределах $\pm 0,5$ % от заданного уровня. Выход мощности за пределы диапазона наблюдался только при переходе от режима «Поддержание периода» к режиму «Поддержание мощности» (в промежутке времени от 2880 до 2980 с). Далее мощность СКС ИКАР-С находилась в допустимых пределах, что свидетельствует о работоспособности алгоритма АРМ.



Рис. 14. Внешний вид программы индикации, принимающей параметры (мощность, период, реактивность) от СКФП



Рис. 15. Верификация алгоритма АРМ на СКС ИКАР-С: 1 и 2 – верхняя и нижняя границы заданной мощности соответственно (0,5 % от заданной)

Заключение

В представленной работе описан алгоритм работы автоматического регулятора мощности реактора ИКАР-М и проведен анализ его функционирования. Дано описание базового алгоритма формирования рабочего управляющего сигнала, а также проведен выбор оптимальной схемы управления РО РР. Построена кинетическая модель реактора ИКАР-М, основанная на одноточечной модели кинетики ядерного реактора, с учетом конструкционных особенностей установки и экспериментальных данных, полученных на физическом пуске СКС ИКАР-С.

Определены значения оптимальной скорости движения РО РР, которые составляют 2 и 5 мм/с. Скорость 2 мм/с должна использоваться при поддержании стационарной мощности реактора, а скорость 5 мм/с используется в процессе вывода реактора из подкритического состояния на заданную мощность, в том числе в переходных процессах, при изменении заданной мощности.

Проведена верификация алгоритмов работы АРМ, подтверждающая их работоспособность.

Список литературы

1. Влох Г. В., Кузнеченков А. Н., Фролова С. В. Основные результаты физического пуска критического стенда ИКАР-С с уран-графитовым топливом // Труды межотраслевой научной конференции «Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования». – Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2016. Т. 1. С. 155–161.

2. Майков М. С., Кузнеченков А. Н., Пикулев А. А., Цветков В. М., Фролова С. В. Создание на базе критического стенда ИКАР-С реактора-облучателя // Сборник тезисов конференции «Ядерные и электрофизические установки – источники мощных ионизирующих излучений». – Снежинск: РФЯЦ-ВНИИТФ, 2021. С. 14.

3. Афонин С. Н., Кувшинов М. И., Чередник П. Ф. Применение цифровых реактиметров на быстрых импульсных реакторах // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Импульсные реакторы и простые критические сборки. 1985. Вып. 1. С. 32–39.

4. Кипин Дж. Р. Физические основы кинетики ядерных реакторов / Пер. с англ. – М.: Атомиздат, 1967. 428 с.

Контактная информация -

Майков Михаил Сергеевич, инженер по испытаниям 3 категории, РФЯЦ-ВНИИЭФ, e-mail: otd4@expd.vniief.ru

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2023, вып. 4, с. 4–19.

ИЗМЕРЕНИЕ ДИНАМИЧЕСКОГО ДАВЛЕНИЯ В КОРПУСЕ РАСТВОРНОГО ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА ВИР-2М. І. ПОДГОТОВИТЕЛЬНЫЕ РАБОТЫ

А. А. Щеглов, А. А. Пикулев, Л. Ю. Глухов, Н. И. Москвин, Е. К. Бурякова, А. Р. Дягель, Д. А. Юнин

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 607188, г. Саров Нижегородской обл., пр. Мира, д. 37

Статья поступила в редакцию 29.05.23, после доработки – 31.05.23, принята к публикации 02.06.2023

Рассмотрена возможность измерения динамического давления датчиком PS01 в надтопливном пространстве корпуса реактора ВИР-2М при генерировании импульса делений в активной зоне.

Разработано устройство крепления датчика к фланцу топливного канала реактора, позволяющее дистанционно оценить герметичность уплотнения датчика, локализовать возможные течи и при необходимости безопасно отвести газообразные продукты деления в газовый контур реактора. Проведен анализ безопасности планируемого эксперимента.

Представлены результаты контрольного измерения динамического давления, создаваемого пневматической системой, синхронизированной с пуском реактора, при воздействии импульсного гамма-нейтронного излучения на датчик.

Ключевые слова: динамическое давление, исследовательский ядерный реактор, исследовательская ядерная установка, герметичность, гамма-нейтронное излучение.

Measuremebt of dynamic pressure in a vessel of solution-type pulsed reactor VIR-2M. I. Preparatory activities. A. A. Shcheglov, A. A. Pikulev, L. Yu. Glukhov, N. I. Moskvin, Ye. K. Buryakova, A. R. Dyagel', D. A. Yunin (*FSUE «RFNC-VNIIEF»*, 607188, Sarov, Nizhny Novgorod region, Mira ave., 37). The possibility of measuring dynamic pressure by sensor PS01 in above-fuel space of VIR-2M reactor vessel at fission pulse generation in the core is considered.

There was developed a device to fasten the sensor to a flange of the reactor fuel channel making it possible to estimate remotely tightness of sensor sealing, localize possible leakages and, if necessary, remove safely gaseous fission products to the reactor gas contour. The safety analysis of the planned experiment is performed.

There are presented the control measurement results of dynamic pressure created by a pneumatic system synchronized with reactor start-up under the effect of pulsed gamma-neutron radiation on the sensor.

Key words: dynamic pressure, nuclear research reactor, nuclear research installation, tightness, gamma-neutron radiation.

DOI 10.53403/02054671_2023_4_20 EDN: ODGYRR

Введение

Первый во ВНИИЭФ растворный реактор ВИР-1 был создан в 1964 г. В дальнейшем реактор неоднократно модернизировался, образовав целое семейство реакторов ВИР (ВИР-1, ВИР-1М, ВИР-2, ВИР-2М) [1] с топливом на основе водного раствора уранилсульфата.

В настоящее время в ИЯРФ РФЯЦ-ВНИИЭФ успешно эксплуатируется исследовательская ядерная установка (ИЯУ) ВИР-2М. Являясь мощным источником импульсного гамма-нейтронного излучения, данная установка позволяет решать широкий спектр научно-технических задач и проводить разнообразные физические эксперименты [1–3].

Корпус АЗ ИЯУ ВИР-2М представляет собой герметичный толстостенный сосуд из нержавеющей стали [4], который работает в условиях динамических температурных и механических нагрузок. В процессе генерации импульса делений в АЗ реактора происходит разлет топливного раствора и его последующее торможение в газовой среде с ударом о крышку корпуса. Дополнительным источником динамических нагрузок на корпус реактора является технологический процесс удаления из объема АЗ гремучего газа [1], реализуемый поджигом. Гремучий газ образуется в процессе работы реактора как результат радиолиза воды, входящей в состав топливного раствора.

Обеспечение прочности и герметичности корпуса АЗ является одной из важнейших задач, возникающих при эксплуатации растворного реактора. Например, обнаружение пластических деформаций элементов корпуса АЗ реактора ВИР-2 (сужение стержневых каналов в верхней части) потребовало ограничить максимально допустимое энерговыделение в импульсном пуске [1].

В настоящее время ведутся работы по модернизации действующей ИЯУ ВИР-2М, в рамках которой планируется существенно изменить конструкцию корпуса реактора [5]. С целью определения эксплуатационных и ресурсных параметров корпуса модернизированной установки на стадии проектирования проводятся расчеты по определению циклической прочности при многократной работе реактора в импульсном режиме. Исходными данными для расчета прочности корпуса реактора являются параметры нагружения, в первую очередь, амплитуда и длительность динамического давления в надтопливном пространстве. Для действующей ИЯУ ВИР-2М указанные параметры могут быть определены экспериментально. Сравнение экспериментальных результатов с расчетными значениями позволит провести валидацию расчетных моделей, используемых при моделировании динамических нагрузок, возникающих в корпусе АЗ растворной ИЯУ.

При подготовке к проведению исследований одним из основных вопросов является выбор подходящего средства измерения, которое должно удовлетворять требованиям в отношении уровня чувствительности к воздействию импульсного гамма-нейтронного излучения. Отсутствие таких данных приводит к необходимости дополнительных исследований средств измерений в условиях, максимально приближенных к условиям проведения экспериментов на ИЯУ.

Постановка эксперимента и выбор средства измерения

Корпус реактора, окруженный биологической защитой, является локализующим объемом для топливного раствора и образующихся газообразных продуктов деления – радиоактивных благородных газов. Практически единственным доступным местом для размещения измерительного преобразователя (датчика) является топливный канал (рис. 1), который представляет собой стальную трубу, вваренную в крышку корпуса реактора. Топливный канал проходит через биологическую защиту и используется для выполнения операций по заливу и сливу топливного раствора, а также для периодического взятия проб топливного раствора. В остальное время он герметично закрыт заглушкой, которая крепится к фланцу топливного канала болтовым соединением.

Согласно результатам расчетных исследований [5], давление, воздействующее на крышку корпуса реактора при генерации номинального импульса делений, не превышает 25 МПа при длительности воздействия до 1 мс. С учетом этого можно



Рис. 1. Конструктивная схема реактора ВИР-2М (топливный раствор не показан): 1 – фланец топливного канала; 2 – выход центрального канала из биологической защиты; 3 – топливный канал; 4 – центральный канал; 5 – биологическая защита; 6 – крышка корпуса реактора; 7 – корпус реактора

определить основные критерии выбора средства измерения динамического давления для планируемого эксперимента: верхняя граница диапазона измеряемых давлений должна составлять не менее 25 МПа;

 верхняя граница рабочего диапазона частот должна составлять не менее 10 кГц;

измерительный преобразователь должен иметь габаритные размеры, позволяющие разместить его в топливном канале (диаметр – не более 25 мм);

 в составе измерительного преобразователя должна отсутствовать усилительная аппаратура (для минимизации влияния радиационного воздействия).

Указанным требованиям удовлетворяет датчик динамического давления PS01 производства фирмы ООО «ГлобалТест» (г. Саров). Технические характеристики датчика позволяют проводить измерения давления в диапазоне от 0,02 до 25 МПа, при частотах от 20 Гц до 10 кГц [6]. Датчик комплектуется усилителем заряда AP5002, выполненным в виде отдельного устройства, которое можно вынести за биологическую защиту реактора.

Для установки датчика на фланец топливного канала реактора спроектировано устройство крепления датчика (рис. 2). Конструкция устройства характеризуется следующими особенностями:

 воспроизведена существующая конструкция штатной заглушки топливного канала в части уплотнения между заглушкой и фланцем;

 имеется страховочный контур герметизации вокруг датчика, выдерживающий избыточное давление во внутреннем объеме до 1,5 МПа;

 – обеспечивается контроль давления в объеме устройства крепления;

 – обеспечивается возможность откачки газа из объема устройства крепления в газовый контур реактора.

Страховочный контур герметизации необходим для гарантированной локализации газообразных продуктов деления в случае разгерметизации уплотнения датчика при проведении эксперимента.



Рис. 2. Устройство крепления датчика PS01: а – общий вид; б – в разрезе (1 – датчик динамического давления PS01; 2 – заглушка топливного канала с отверстием для крепления датчика PS01; 3 – корпус; 4 – датчик давления МД-6TС; 5 – сигнальный кабель; 6 – крышка корпуса устройства; 7 – вентиль; 8 – фланец топливного канала реактора)

Анализ безопасности эксперимента

При генерировании импульса делений с установленным на фланце топливного канала устройством крепления датчика возможны следующие аварийные ситуации:

- разгерметизация уплотнения датчика;

 – разгерметизация уплотнения датчика и контура герметизации устройства крепления.

Согласно проведенным оценкам, при генерации номинального импульса делений в АЗ ВИР-2М амплитудное значение давления в устройстве крепления датчика не превысит 1,5 МПа при открытом отверстии в заглушке топливного канала (датчик не установлен). Выхода газообразных продуктов деления в реакторные залы не произойдет, так как устройство крепления датчика сохранит свою герметичность.

В случае одновременной разгерметизации уплотнения датчика и контура герметизации устройства крепления в момент генерирования импульса делений факт разгерметизации обнаруживается дистанционно по выходу газообразных продуктов деления, который регистрируется дозиметрической аппаратурой. В случае обнаружения повышенной газовой активности в реакторном зале производится дистанционный сброс газа из корпуса реактора в емкость газовой выдержки, в результате чего давление в корпусе реактора и давление в корпусе устройства крепления становится ниже атмосферного и выход газообразных продуктов деления в залы прекращается. После спада активности ниже контрольных уровней производится замена устройства крепления датчика на штатную заглушку.

Моделирование динамического давления с помощью пневматической системы

Для моделирования динамического давления и отработки процедуры измерений разработана пневматическая система, схема которой представлена на рис. 3. Пневматическая система создает динамическое давление с помощью быстродействующего клапана 2 при перепускании воздуха между камерами большого (ресивер) и малого (ампула) объемов. Величина избыточного давления воздуха в ресивере контролируется по показаниям образцового манометра. После срабатывания клапана перетекание воздуха из ресивера в ампулу приводит к формированию переднего фронта пневматического импульса, который регистрируется датчиком динамического давления, установленным в ампулу. После выключения клапана воздух из ампулы выпускается в атмосферу, что формирует задний фронт пневматического импульса.

Длительность сигнала, открывающего клапан, составляет 100 мс, что больше, чем время, необходимое для выравнивания давления между объемами. За счет этого амплитудное значение динамического давления в ампуле определяется величиной статического давления в ресивере, которое, из-за технических ограничений, не превышает 2,3 МПа.

Результаты измерений динамического давления пневматических импульсов представлены на рис. 4. Старт регистрации измерений происходил одновременно с выдачей сигнала, открывающего клапан пневмосистемы (рассинхронизация не более 1 мкс). Каждому пневматическому импульсу



Рис. 3. Схема пневматической системы: 1 – вентиль; 2 – электропневмоклапан; 3 – датчик динамического давления; 4 – ампула; 5 – ресивер; 6 – манометр образцовый (рис. 4, *a*) предшествовало последовательное увеличение давления в ресивере на 0,1 МПа в диапазоне от 1,4 до 2,3 МПа.

Результаты измерений повторяющихся импульсов давления с амплитудой 2,3 МПа представлены на рис. 4,6. Время задержки срабатывания клапана составляет 18–20 мс.

Измеренное датчиком PS01 амплитудное значение давления в каждом импульсе (рис. 4) соответствует давлению в ресивере с точностью не хуже $\pm 0,1$ МПа, при введении поправки на систематическую погрешность измерений, которая оценена как $\pm 0,27$ МПа.



Рис. 4. Давление в серии пневматических импульсов, измеренное датчиком PS01: а – равной длительности; б – равной длительности и амплитуды

Систематическая погрешность при измерении малых, по сравнению с верхним пределом измерений, давлений может быть вызвана наличием у датчика порога чувствительности. Это предположение косвенно подтверждается аппроксимацией полученных при калибровке датчика предприятием-изготовителем точек (табл. 1) прямой, не проходящей через начало координат (рис. 5). Аппроксимация выполнена методом наименьших квадратов.

Порог чувствительности датчика существенно меньше основной допускаемой погрешности измерения, которая согласно [6] составляет $\pm 0,75$ МПа ($\pm 3\%$ от верхнего предела измерений).

Таблица 1

Данные калибровки датчика PS01 предприятием-изготовителем

Давление, МПа	Измеренный сигнал, нКл
2,026	0,390
5,065	0,980
10,130	2,049
15,195	3,244
20,260	4,345
25,325	5,238

Контрольное измерение динамического давления при воздействии импульсного гамма-нейтронного излучения реактора ВИР-2М

При проведении контрольного измерения динамического давления в условиях импульсного гамма-нейтронного излучения реактора ВИР-2М ампула пневматической системы с датчиком PS01 размещалась на выходе центрального канала реактора из биологической защиты. Схематическое расположение позиции, в которой происходило облучение датчика, представлено на рис. 1 (поз. 2).

Старт регистрации давления происходил по импульсу запуска, выдаваемому



Рис. 5. Аппроксимация результатов, полученных при калибровке датчика PS01

СУЗ ИЯУ ВИР-2М в момент начала импульсного пуска реактора. Одновременно со стартом регистрации выдавался сигнал, открывающий клапан пневматической системы. Давление в ресивере на момент пуска составляло (1,57±0,01) МПа.

Результаты измерения давления, выполненные датчиком PS01 при радиационном воздействии, показаны красным цветом на рис. 6, а также форма импульса делений в A3 реактора ВИР-2М – синим цветом.

Время развития импульса делений в АЗ реактора составляет 7,0–7,4 мс при длительности (ширина на половине высоты) ~3 мс. Через 18 мс с момента старта измерений датчик начинает фиксировать рост давления в объеме ампулы.

Сигнал, вызванный радиационным воздействием на датчик, развивается одновременно с импульсом делений в АЗ реактора. Величина наведенного сигнала в единицах давления составляет минус 0,13 МПа.

С учетом введения поправки на смещение начальной точки измерений датчика (+0,13 МПа), вызванное радиационным воздействием (см. график, построенный красным цветом, на рис. 7), амплитудное значение импульса динамического давления в ампуле составило 1,31 МПа. На графике рис. 7 синим цветом представлены результаты измерения идентичного пневматического импульса в отсутствие радиационного воздействия.



Рис. 6. Контрольное измерение давления в ампуле пневматической системы при облучении в импульсном пуске ИЯУ ВИР-2М: — – давление в ампуле пневматической системы по показаниям датчика динамического давления, МПа; — – форма импульса ВИР-2М, отн. ед.



Рис. 7. Давление в идентичных пневматических импульсах: — – результаты измерения давления в ампуле пневматической системы при сопутствующем радиационном воздействии (коррекция на Δ*P* = +0,13 МПа), МПа; — – результаты измерения идентичного пневматического импульса в ампуле пневмосистемы в отсутствие радиационного воздействия, МПа

Введение поправки, учитывающей систематическую погрешность измерений, вызванную наличием у датчика порога чувствительности (+0,27 МПа), позволяет получить еще более близкий (1,58 МПа) к ожидаемому значению результат.

В проведенном эксперименте максимальная мощность дозы гамма-излучения в месте размещения датчика составила ~ $6 \cdot 10^4 \text{ P} \cdot \text{c}^{-1}$, максимальная плотность потока нейтронов (E > 0,1 МэВ) составила ~ $3 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{c}^{-1}$. При размещении датчика PS01 на фланце топливного канала параметры нейтронного и гамма-излучений, воздействующих на датчик давления, будут ниже полученных значений.

Заключение

Выполнены подготовительные работы для проведения экспериментального исследования динамического давления в надтопливном пространстве корпуса реактора ВИР-2М при генерировании импульсов делений.

Разработана конструкция устройства крепления датчика PS01 к фланцу топливного канала реактора, позволяющего дистанционно контролировать герметичность уплотнения датчика, локализовать возможные течи и при необходимости безопасно отвести газообразные продукты деления в газовый контур реактора.

Проведен анализ безопасности планируемого эксперимента.

С помощью пневматической системы отработана процедура измерений динамического давления. Проведено контрольное измерение динамического давления в условиях импульсного гамма-нейтронного излучения реактора ВИР-2М. Сделан вывод о возможности использования датчика PS01 для измерения динамического давления в надтопливном пространстве корпуса реактора ВИР-2М при генерировании импульса делений в активной зоне.

3. Воинов А. М., Колесов В. Ф., Матвеенко А. С. и др. Водный импульсный реактор ВИР-2М и его предшественники // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 1990. № 3. С. 3–15.

4. Воинов А. М., Глухов Л. Ю., Котков С. П. и др. Растворные реакторы серии ВИР // Труды межотраслевой научной конференции «Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования»: Сборник докладов. – Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2016. Т. 1. С. 29–39.

5. Лопухов Н. В., Картанов С. А., Кораблев С. А. и др. Комплексный расчет перспективного растворного импульсного реактора // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2022. № 4. С. 5–7.

6. Приложение к свидетельству № 64757 об утверждении типа средств измерений // Федеральный информационный фонд по обеспечению единства измерений, Росстандарт 2021, URL:https://fgis.gost.ru/fund-metrology/registry/4/items/380103 (дата обращения 20.04.2023).

Список литературы

1. Колесов В. Ф. Апериодические импульсные реакторы. – Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 1999. 1032 с.

2. Колесов В. Ф. Импульсные реакторы самогасящего действия и методы их расчета // ВАНТ. Сер. Импульсные реакторы и простые критические сборки, 1985, вып. 1, с. 43–77.

Контактная информация -

Щеглов Андрей Алексеевич, инженер-исследователь II категории, РФЯЦ-ВНИИЭФ, e-mail: otd4@expd.vniief.ru

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2023, вып. 4, с. 20–27.

ОЦЕНКА ПОСЛЕДСТВИЙ РАДИАЦИОННЫХ АВАРИЙ, СВЯЗАННЫХ С РАЗГЕРМЕТИЗАЦИЕЙ СИСТЕМЫ КАТАЛИТИЧЕСКОЙ РЕКОМБИНАЦИИ И/ИЛИ ГАЗОВОГО КОНТУРА ПЕРСПЕКТИВНОГО РАСТВОРНОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

А. В. Шуркаев, А. А. Пикулев, А. А. Кубасов, Д. А. Юнин, А. Д. Авдеев, А. Р. Дягель, С. О. Табаков

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 607188, г. Саров Нижегородской обл., пр. Мира, д. 37

Статья поступила в редакцию 29.05.23, после доработки – 31.05.23, принята к публикации 02.06.2023

Для перспективного исследовательского растворного ядерного реактора рассмотрены последствия радиационных аварий, связанных с разгерметизацией системы каталитической рекомбинации и/или газового контура. Получены консервативные оценки выхода радиоактивных благородных газов (РБГ) в реакторный зал после генерации импульса деления, а также при работе реактора на постоянной мощности.

Произведены оценки значений мощности эквивалентной дозы внешнего облучения, создаваемого РБГ, вышедшими в реакторные залы. Оценены объемная активность РБГ и мощность дозы гамма-излучения, создаваемая РБГ в помещениях исследовательской ядерной установки (ИЯУ), объемная активность дочерних нуклидов РБГ в помещениях ИЯУ и эквивалентная доза облучения, создаваемая изотопами йода и дочерними нуклидами РБГ, поступившими в организм персонала ИЯУ ингаляционным путем.

Ключевые слова: радиоактивные благородные газы, исследовательская ядерная установка, изотопы йода, водный импульсный реактор, внешнее облучение, внутреннее облучение, предел годового поступления.

Consequence analysis of accidents related to catalytic recombination system and/or gas contour depressurization of the promising nuclear research reactor. A. V. Shurkaev, A. A. Pikulev, A. A. Kubasov, D. A. Yunin, A. D. Avdeev, A. R. Dyagel', S. O. Tabakov (*FSUE «RFNC-VNIIEF», 607188, Sarov, Nizhny Novgorod region, Mira ave., 37***). For highly promising research solution-type reactor there are considered the consequences of gas contour and/or catalytic recombination system depressurization. There are obtained conservative estimations of radioactive noble gases outflow to reactor hall after a fission pulse generation as well as at the reactor operation at sustained power.**

There are estimated the values of equivalent dose rates of external irradiation created by radioactive noble gases discharged to reactor halls. There are estimated the volumetric activity of radioactive noble gases and gamma-radiation dose rate created by radioactive noble gases in the halls of research nuclear installation, volumetric activity of daughter nuclides of radioactive noble gases created by iodine isotopes and daughter nuclides of radioactive noble gases entering human organisms of personnel of research nuclear installation during inhalation.

Key words: radioactive noble gases, research nuclear installation, iodine isotopes, aqueous pulsed reactors, external irradiation, internal irradiation, supply annual limit.

> DOI 10.53403/02054671_2023_4_28 EDN: OTSFHC

Введение

В настоящее время ведутся работы по модернизации исследовательской ядерной установки (ИЯУ) ВИР-2М с целью повышения ее облучательных возможностей и улучшения эксплуатационных характеристик [1]. Работы по модернизации ИЯУ ВИР-2М должны сопровождаться анализом последствий ядерных и радиационных аварий, которые могут произойти на установке. В дополнение к газовому контуру (ГК), который имеется на ИЯУ ВИР-2М [2], модернизированная ИЯУ ВИР-2М (далее по тексту статьи - ИЯУ ВИР-3) будет оснащена системой каталитической рекомбинации (СКР) радиолитического газа, что создает дополнительный источник опасности, связанный с возможностью разгерметизации контура СКР при работе ИЯУ ВИР-3 в статическом режиме [3].

В статье рассмотрены максимально возможные последствия радиационных аварий, связанных с разгерметизацией СКР и/или ГК ИЯУ ВИР-3 при генерации импульса делений или во время работы установки в статическом режиме. В работе представлены следующие результаты (консервативная оценка):

 – объемная активность РБГ в помещениях ИЯУ;

– мощность дозы гамма-излучения РБГ в помещениях ИЯУ;

 – объемная активность дочерних нуклидов РБГ в помещениях ИЯУ;

– эквивалентная доза облучения, создаваемая изотопами йода и дочерними нуклидами РБГ, поступившими в организм персонала ИЯУ ингаляционным путем.

Основные предположения, использованные при проведении расчетов

Поскольку активная зона (АЗ) ИЯУ ВИР-3 представляет собой топливный раствор (ТР) уранилсульфата UO₂SO₄ (уран 90% обогащения по изотопу уран-235) в воде, основным источником радиационной опасности при возникновении аварий и аварийных ситуаций на ИЯУ являются радиоактивные газообразные продукты деления – радиоактивные благородные газы (РБГ) и изотопы йода в виде аэрозолей, – которые могут выйти из ТР в надтопливное пространство и оттуда попасть в реакторные залы.

Как показывают проведенные исследования, выход РБГ из топливного раствора при работе реактора как в импульсном, так и в статическом режиме происходит за счет выноса РБГ всплывающими на поверхность ТР пузырьками радиолитического газа. Например, измеренный выход РБГ из топливного раствора ИЯУ «Аргус» (НИЦ «Курчатовский институт») составляет 70–80% [4]. В настоящей работе предполагалось, что выход РБГ из ТР составляет 100% (консервативная оценка).

Вынос изотопов йода в виде аэрозолей из ТР также осуществляется всплывающими пузырьками радиолитического газа. Согласно работе [4], на ИЯУ «Аргус» с поверхности топливного раствора в надтопливное пространство выделяется около 0,001% образовавшихся изотопов йода. Соответственно, в настоящей работе предполагалось, что выход изотопов йода из ТР составляет 10⁻⁵.

В статье рассмотрено два режима работы ИЯУ ВИР-3:

1) импульсный режим с энерговыделением в АЗ 150 МДж (максимальное проектное энерговыделение ИЯУ ВИР-3 с 25% запасом [3]);

2) статический режим работы на мощности 20 кВт (максимальная мощность работы ИЯУ ВИР-3 в длительном статическом режиме [3]) длительностью 60 ч и суммарным энерговыделением в АЗ 4,32 ГДж.

При проведении расчетных оценок было принято, что в одном акте деления ядра U^{235} выделяется $E_f = 180$ МэВ энергии, поэтому энерговыделению 150 МДж

соответствует количество делений $N_f = 5,21 \cdot 10^{18}$.

При работе ИЯУ в статическом режиме скорость наработки [ядер/с] *i*-го продукта деления в АЗ определяется по формуле

$$v_i = \frac{\omega_i W}{E_f}$$

где ω_i – независимый выход *i*-го продукта деления, отн. ед.; W – мощность ИЯУ при работе в статическом режиме.

При приведении расчетных оценок рассматривались только те РБГ, период полураспада которых существенно (на несколько порядков) больше длительности импульса ИЯУ (несколько миллисекунд). Полагалось, что импульс делений происходит мгновенно, активность РБГ и изотопов йода перед пуском (импульсным или статическим) принята равной нулю, временем выхода РБГ и изотопов йода из ТР пренебрегалось (мгновенный выход). Также предполагалось, что изотопы йода, РБГ и их дочерние нуклиды однородно распределены по объему помещений ИЯУ.

Значения независимых выходов осколков деления были приняты для деления ядер U²³⁵ нейтронами тепловой области. Также полагалось, что продукты деления не претерпевают дополнительных превращений под действием нейтронов. При расчете значений объемной активности РБГ, изотопов йода и дочерних нуклидов РБГ полагалось, что выход радиоактивных продуктов происходит только в пространство верхнего реакторного зала, поскольку во время пусков ИЯУ нижний зал закрыт откатывающейся крышкой люка (так же, как на ИЯУ ВИР-2М).

Активность РБГ при работе ИЯУ ВИР-3 в статическом режиме

В случае разгерметизации СКР (и/или ГК), РБГ и изотопы йода поступают в помещения ИЯУ. Сами благородные газы не представляют опасности для организма человека (как химически и биологически инертные вещества), их опасность заключается в создании внешнего (собственно РБГ) и внутреннего (продукты деления РБГ, оставшиеся в организме) облучения.

В табл. 1 представлены основные параметры РБГ и квантовые выходы линий с наибольшими энергиями [5]. В таблицу не были включены РБГ с периодом полураспада менее 1 мин, такие как: Kr^{90} (период полураспада 33 с), Kr^{91} (10 с), Xe^{139} (41 с) и Xe^{140} (16 с). Активность данных РБГ к моменту выхода в помещения ИЯУ уже существенно снизится, и их вклад в дозовую нагрузку на персонал будет незначительным.

Таблица 1

Цукаца	Период	Кумулятивный	Энергия	Квантовый выход
пуклид	полураспада	выход, %	фотонов, МэВ	на распад, %
w85m	<i>1 1</i> 8 m	1.5	0,30	14,1
Kr	4,40 4	1,5	0,15	75,3
Kr ⁸⁵	10,71 лет	0,293	0,51	0,435
			2,55	13
Kr ⁸⁷	76,31 мин	2,7	2,01	2,89
			1,74	1,98
			0,84	7,25
			0,40	48,3

Основные параметры РБГ

	Периол	Кумулятивный	Эцергия	Кранторый рыхол
Нуклид	попураспала	выхол %	фотонов МаВ	на распал %
	полурисниди	выход, 70	2 39	37.8
			2.23	36
			2,25	14 9
Kr ⁸⁸	2.84 ч	37	2.03	96
ixi	2,011	5,7	1.52	11 3
			0.83	13.0
			0.19	37.8
			3.71	0.94
			3.53	1.5
			3 36	1,2
			3.14	1.2
			2.86	2.0
			2,1	1,1
			2,01	1,8
			1,9	1,2
Kr ⁸⁹	3,07 мин	4,59	1,69	4,9
	, ,		1,53	9,5
			1,32	3,4
			1,11	1,9
			0,90	8,1
			0,73	4,7
			0,58	24,9
			0,49	7,5
			0,22	22,5
v 133m	2 10 out	0.16	0,23	10,3
Xe	2,19 Cy1.	0,10	0,030	56,8
\mathbf{v}_{2}^{133}	5.24 over	6.62	0,080	36,3
Xe	5,24 сут.	0,02	0,031	47
V _135m	15.65 уши	1.9	0,52	80
Хе 15,05 МИН	15,05 мин	1,0	0,030	14
v_{2}^{135}	9 <u>0</u> 8 u	63	0,24	90,5
Ae	Хе 9,08 ч	0,5	0,031	0,6
V 2 ¹³⁷	Xe ¹³⁷ 3,83 мин	5,9	0,45	30
л с			0,031	0,025
	14 3 MIII	5,5	2,0	11,2
Ve ¹³⁸			1,76	16,6
Λΰ	17,2 MM		0,43	20,2
			0,25	32,5

Окончание табл. 1

Схемы образования Kr^{85m} , Kr^{85} , Kr^{87} , Kr^{88} , Kr^{89} , Xe^{133m} , Xe^{133} , Xe^{135m} , Xe^{135} , Xe^{137} и Xe^{138} представлены в приложении 1. Расчеты активностей РБГ проводились путем решения обыкновенных дифференциальных уравнений, построенных на основе

данных схем; все необходимые константы процессов были взяты из справочника [6].

На рис. 1 представлены активности основных РБГ, вышедших в верхний зал ИЯУ после разгерметизации СКР (и/или ГК), в зависимости от времени. Из рисунка



Рис. 1. Активность РБГ в зависимости от времени после разгерметизации СКР/ГК

видно, что активность Xe^{135} является максимальной. За 7,2 ч активность Xe^{135} снижается всего на 12 %, с 4,2·10¹³ до 3,7·10¹³ Бк. За это время суммарная активность РБГ падает в четыре раза, с 2,3·10¹⁴ до 5,9·10¹³ Бк.

На рис. 2 представлена объемная суммарная активность РБГ в верхнем реакторном зале для случая включенной и выключенной приточно-вытяжной вентиляции. Расчет проведен для объема зала 1760 м³ и мощности приточно-вытяжной вентиляции $3 \text{ м}^3/\text{с}$ (характерное время, за которое воздух в верхнем зале ИЯУ обновляется наполовину, составляет 585 с). НРБ-99/2009 [7] и ОСПОРБ-99/2010 [8] не регламентируют объемную активность РБГ. В настоящее время контрольная объемная активность РБГ (КОАРБГ) для предприятия составляет КОАрбг = $1.5 \cdot 10^5$ Бк/м³. Проведенные расчеты показали, что в начальный момент суммарная активность РБГ в верхнем реакторном зале составляет

1,3·10¹¹ Бк, что почти на 6 порядков выше значения КОА_{РБГ}.



Рис. 2. Объемная активность РБГ (суммарная) в верхнем реакторном зале для случая включенной (2) и выключенной (1) приточновытяжной вентиляции в статическом режиме

При отключенной вентиляции через 7,2 ч объемная активность РБГ в зале ИЯУ снижается примерно в четыре раза – с $1,3 \cdot 10^{11}$ до $3,4 \cdot 10^{10}$ Бк, это более чем на 5 порядков превосходит КОА_{РБГ}.

При включенной приточно-вытяжной вентиляции суммарная объемная активность РБГ снижается с $1,3\cdot10^{11}$ Бк до КОА_{РБГ} примерно за 3 ч после разгерметизации контура СКР (и/или ГК).

Активность РБГ при работе ИЯУ ВИР-3 в импульсном режиме

Как и для случая работы ИЯУ в статическом режиме, расчеты активностей РБГ для импульсного режима работы ИЯУ ВИР-3 проводились путем решения обыкновенных дифференциальных уравнений, построенных на основе схем образования РБГ, представленных в приложении 1. Результаты расчетов активности РБГ, образовавшихся в импульсном пуске ИЯУ ВИР-3 с энерговыделением 150 МДж, в промежутке времени от 0 до 7 ч после импульса представлены на рис. 3. В разные промежутки времени максимальную активность имеют следующие РБГ:

– от 0 до ~10 мин после генерации импульса – короткоживущие изотопы Kr^{89} (период полураспада 3,07 мин) и Xe^{137} (3,83 мин);

– от ~10 мин до ~1,5 ч – изотоп Xe¹³⁸
с периодом полураспада 14,3 мин;

− от ~1,5 ч до ~6,5 ч – изотоп Кг⁸⁸ с периодом полураспада 2,84 ч;

- после ~6,5 ч - изотоп Xe¹³⁵ с периодом полураспада 9,08 ч.

На рис. 4 представлена объемная суммарная активность РБГ в верхнем реакторном зале для случая включенной и выключенной приточно-вытяжной вентиляции. Объемная активность непосредственно после импульса делений составляет



Рис. 3. Активность РБГ в зависимости от времени после импульса



Рис. 4. Объемная активность РБГ (суммарная) в верхнем реакторном зале для случая включенной (2) и выключенной (1) приточно-вытяжной вентиляции в импульсном режиме

 10^{12} Бк/м³; в случае выключенной вентиляции через 2 ч объемная активность снижается до ~ 10^{10} Бк/м³ и далее уменьшается достаточно медленно. Если вентиляция включена, то происходит достаточно быстрый спад объемной активности – от 2. 10^{6} Бк/м³ через 2 ч после импульса до ~ 1 Бк/м³ через 5 ч.

Из рис. 4 видно, что при отключенной вентиляции объемная активность РБГ в более чем на 4 порядка превосходит КОА_{РБГ}. При включенной вентиляции суммарная объемная активность РБГ достигнет КОА_{РБГ} через 2,6 ч после генерации импульса.

Оценка мощности дозы гамма-излучения, создаваемой РБГ в зале ИЯУ

Для определения мощности эквивалентной дозы гамма-излучения, создаваемой РБГ, поступившими в зал ИЯУ в результате разгерметизации СКР (и/или ГК), были проведены оценочные расчеты. Расчеты производили для РБГ, вносящих наибольший вклад в общую дозу гаммаизлучения. Оценку относительного вклада каждого РБГ в суммарную мощность дозы выполняли при помощи следующего выражения [5]:

$$K_{i}(t) = \frac{\sum_{j=1}^{n} A_{i}(t) E_{i}^{j} \omega_{i}^{j}}{\sum_{i=1}^{m} \sum_{j=1}^{n} A_{i}(t) E_{i}^{j} \omega_{i}^{j}}, \qquad (1)$$

где $K_i(t)$ – относительный вклад *i*-го РБГ в мощность дозы; $A_i(t)$ – активность *i*-го радионуклида в зависимости от времени; E_i^j – энергия фотонов *j*-й линии излучения *i*-го ядра; ω_i^j – квантовый выход фотонов *j*-й линии излучения *i*-го ядра на распад.

В данной формуле индекс *i* относится к виду ядра (всего 10 видов ядер РБГ), а индекс *j* – к наиболее значимым линиям излучения данного РБГ.

Таким образом, были выделены основные изотопы РБГ, вносящие наибольший вклад в общую мощность дозы гаммаизлучения: Kr^{88} , Kr^{89} , Xe^{135} и Xe^{138} . При проведении расчетов принято, что зал ИЯУ имеет бесконечный объем, объемная активность РБГ бралась из результатов расчетов, представленных выше.

Для расчетных оценок была использована формула для нахождения мощности поглощенной дозы (в воздухе) в бесконечной однородной среде с равномерной по объему активностью, представленная в справочнике [5]:

$$K = \frac{4\pi\Gamma_{\delta}A_{\nu}}{\mu_0},\tag{2}$$

где Γ_{δ} , $\frac{a\Gamma p \cdot m^2}{c \cdot \mathbf{5}\kappa}$ – керма-постоянная; A_{ν} ,

 $\frac{5}{M}$ – максимальная объемная активность РБГ в верхнем зале; μ_0 , м⁻¹ – линейный коэффициент ослабления гамма-квантов в среде (воздух). Результат вычислений по формуле (2) определяет мощность дозы, создаваемой у-квантами одной энергии. Для нахождения мощности дозы, создаваемой у-квантами всех энергий, испускаемых нуклидом, необходимо провести суммирование мощности доз у-квантов каждой линии в отдельности:

$$K = \sum_{n=1}^{N} \frac{4\pi\varepsilon_n \Gamma_{\delta}^n A_v 10^{-18} \cdot 3600}{\mu_0^n}, \qquad (3)$$

где n – индекс, относящийся к энергии фотона (линии излучения); N – общее число линий излучения; ε_n – относительный квантовый выход фотонов n-й линии на распад.

Для расчета по соотношению (3) были использованы справочные данные [5]. Результаты расчетов представлены в табл. 2.

Для статического режима работы ИЯУ мощность эквивалентной дозы при выключенной вентиляции в верхнем реакторном зале в течение всей рабочей смены будет составлять около 1 Зв/ч. При включенной вентиляции вход в реакторный зал на ограниченное время возможен через 1 ч (мощность дозы не более 10 мЗв/ч) и через 3 ч без ограничений по времени на пребывание персонала (< 10 мкЗв/ч).

При работе ИЯУ в импульсном режиме и отключенной вентиляции мощность дозы в верхнем реакторном зале сразу после импульса составит около 10 Зв/ч, через 20 мин снизится до ~1 Зв/ч, через 40 мин – до ~0,1 Зв/ч, а через 10 часов – до ~ 10 мЗв/ч. При включенной вентиляции через 1 ч после генерации импульса мощность эквивалентной дозы в зале ИЯУ снизится до 10 мкЗв/ч.

Оценка эквивалентной дозы излучения от изотопов йода

При оценке радиационного воздействия изотопов йода предполагалось, что при работе реактора на мощности с поверхности топливного раствора в надтопливное пространство поступает 10⁻⁵ от наработанного количества изотопов [4]. При разгерметизации СКР (и/или ГК) изотопы йода в виде аэрозолей попадают в верхний реакторный зал и, при нарушении порядка допуска персонала в помещения ИЯУ, могут ингаляционным путем попасть в организм работников.

Схемы образования изотопов йода (I¹²⁹, I¹³¹, I¹³², I¹³³, I¹³⁴ и I¹³⁵) представлены в приложении 2. Расчеты активностей изотопов йода проводились путем решения обыкновенных дифференциальных уравнений, построенных на основе данных схем; все необходимые константы процессов были взяты из справочника [6].

Таблица 2

	_		
Режим работы	Изотоп	Объемная активность,	Мощность дозы,
reaction publicities	11501011	Бк/м ³	3в/ч
	Kr ⁸⁹	$1,8 \cdot 10^{10}$	0,15
Статический	Xe ¹³⁸	$2,4 \cdot 10^{10}$	0,51
	Kr ⁸⁸	$1,4 \cdot 10^{10}$	1,22
	Xe ¹³⁵	$2,4 \cdot 10^{10}$	0,52
Импульсный	Kr ⁸⁹	$5,0.10^{11}$	4,87
	Xe ¹³⁸	$5,7 \cdot 10^{10}$	1,22
	Kr ⁸⁸	5,7·10 ⁹	0,49
	Xe ¹³⁵	1,6.109	0,03

Максимальные мощности дозы гамма-излучения, создаваемые РБГ в верхнем реакторном зале при разгерметизации СКР и/или ГК

ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2023, вып. 4
В табл. 3 представлены основные параметры следующих изотопов йода: I^{129} , I^{131} , I^{132} , I^{133} , I^{134} и I^{135} .

Элементарный йод имеет наименьшие пределы годового поступления по сравнению с другими радиоактивными соединениями йода (элементарный йод обладает существенной биологической активностью в отличие от йода, входящего в химические соединения), что важно при консервативной оценке активности поступившего в организм нуклида. Поэтому в настоящей работе предполагалось, что все изотопы йода, представленные в табл. 3, относятся к ингаляционному типу Г1 в соответствии с приложением к НРБ-99/2009 [7] (консервативное приближение).

Проведем оценку эквивалентной дозы, вызванной внутренним поступлением изотопов йода, которую может получить персонал при входе в реакторный зал в случае разгерметизации СКР (и/или ГК). Будем использовать следующее консервативное приближение: работник входит в зал сразу после пуска ИЯУ (который сопровождается разгерметизацией) и находится в зале 7,2 ч (полная продолжительность смены). Активность поступившего в организм йода вычислялась при помощи следующего выражения:

$$A_{\rm BH} = \int_{t_1}^{t_2} g v_{\rm BJ} \frac{A(t)dt}{V_{\rm B3}},$$
 (4)

где $g = 10^{-5}$ – доля ядер изотопов йода, выделившихся из TP, от общего числа ядер данного изотопа, образовавшегося при работе установки на мощности; $v_{\rm BJ} = \frac{V_{\rm nepc}}{t_{\rm nepc}} =$ = 3,922 · 10⁻⁴ м³/с – скорость потребления воздуха персоналом группы A, согласно

НРБ-99/2009 [7]; A(t) – активность изотопа йода в момент времени t; $V_{\rm B3} = 1760 \text{ м}^3$ – объем верхнего зала ИЯУ; t_1 , t_2 – время моментов начала и конца пребывания персонала в зале после пуска ИЯУ, сопровождающегося разгерметизацией ($t_1 = 0$, $t_2 = 7, 2$ ч).

Результаты расчетов для случаев статического и импульсного пусков представлены в табл. 4.

Таблица 3

Нуклид	Период полураспада ДК, Зв/Бк		ПГП, Бк/год	ДОА _{перс} , Бк/м ³							
I ¹²⁹	1,57·10 ⁷ лет	9,6·10 ⁻⁸	$2,1\cdot 10^5$	$8,3 \cdot 10^{1}$							
I ¹³¹	8,04 сут.	$2,0.10^{-8}$	$1,0.10^{6}$	$4,0.10^{2}$							
I ¹³²	2,3 ч	$3,1 \cdot 10^{-10}$	$6,5 \cdot 10^7$	$2,6 \cdot 10^4$							
I ¹³³	20,8 ч	$4,0.10^{-9}$	$5,0.10^{6}$	$2,0.10^{3}$							
I ¹³⁴	0,876 ч	$1,5 \cdot 10^{-10}$	1,3·10 ⁸	$5,3 \cdot 10^4$							
I ¹³⁵	6,7 ч	$9,21 \cdot 10^{-10}$	$2,2.10^{7}$	$8,7.10^{3}$							

Значения дозовых коэффициентов (ДК), допустимой объемной активности для персонала группы А (ДОА_{перс}) и предела годового поступления (ПГП) с воздухом изотопов йода для персонала [7, 8]

Таблица 4

	Статичес	кий пуск	Импульсный пуск			
Нуклид	Эквивалентная доза, Зв	Эквивалентная доза, Зв Доля от ПГП, %		Доля от ПГП, %		
I ¹³¹	$4,17 \cdot 10^{-3}$	21	1,26.10-4	0,632		
I ¹³²	$2,20 \cdot 10^{-4}$	1,1	$3,82 \cdot 10^{-6}$	$1,90 \cdot 10^{-2}$		
I ¹³³	$8,41 \cdot 10^{-3}$	42	$5,55 \cdot 10^{-4}$	2,78		
I ¹³⁴	$1,43 \cdot 10^{-4}$	0,7	$1,34 \cdot 10^{-4}$	0,687		
I ¹³⁵	$1,59 \cdot 10^{-3}$	7,8	$3,42 \cdot 10^{-4}$	1,69		
Сумма	$1,45 \cdot 10^{-2}$	72,7	1,16.10 ⁻³	5,81		

Дозовые характеристики изотопов йода, поступивших в организм персонала за смену при разгерметизации СКР (и/или ГК) в единицах ПГП

Из табл. 4 видно, что для статического пуска при выключенной вентиляции суммарная эквивалентная доза от изотопов йода, поступивших в организм персонала, составляет около 15 мЗв, что соответствует 75% от значения контрольной эффективной дозы для персонала группы А (20 мЗв/год) [7]. Для импульсного пуска поступление изотопов йода в организм персонала не превысит 6% от ПГП.

Таким образом, изотопы йода, по сравнению с РБГ, представляют собой существенно более низкую опасность для персонала.

Оценка радиационного воздействия дочерних радионуклидов РБГ

Выше была проведена оценка эквивалентной дозы, создаваемой при внутреннем поступлении изотопов йода, которую может получить персонал при входе в реакторный зал после разгерметизации СКР (и/или ГК). Образующиеся при распаде РБГ нуклиды также являются источниками внутреннего облучения. В связи с этим в данной статье проведена оценка радиационного влияния дочерних продуктов РБГ за счет поступления в организм персонала через органы дыхания.

В табл. 5 представлены основные параметры нуклидов – продуктов распада

РБГ, которые нормированы в приложении 1 к НРБ-99/2009 [7].

Ингаляционный тип соединений изотопов разделяется на три типа в зависимости от скорости перехода радионуклида из легких в кровь [7]:

– тип М (медленно растворимые соединения). При растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, наблюдается компонента активности радионуклида, поступающая в кровь со скоростью 0,0001 сут.⁻¹;

– тип П (соединения, растворимые с промежуточной скоростью). При растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью 0,005 сут.⁻¹;

– тип Б (быстрорастворимые соединения). При растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью 100 сут.⁻¹.

Схемы образования дочерних продуктов распада РБГ представлены в приложении 1. Расчеты активностей проводились путем решения обыкновенных дифференциальных уравнений, построенных на основе данных схем; все необходимые константы процессов были взяты из справочника [6].

Таблица 5

Нуклид	Период полураспада	Тип соединения при ингаляции	Дозовый коэффициент, Зв/Бк	Предел годового поступления, Бк/год	ДОА _{перс} , Бк/м ³
Rb ⁸⁸	0,297 ч	Б	$1,7 \cdot 10^{-11}$	$1,2.10^{9}$	$4,7.10^{5}$
Rb ⁸⁹	0,253 ч	Б	$1,4 \cdot 10^{-11}$	$1,4.10^{9}$	5,7·10 ⁵
Sr ⁸⁹	50,5 дней	Б	$1,0.10^{-9}$	$2,0.10^{7}$	$8,0.10^{3}$
Sr ⁹⁰	29,1 лет	Б	$2,4 \cdot 10^{-8}$	8,3·10 ⁵	$3,3 \cdot 10^2$
Sr ⁹¹	9,50 ч	Б	$1,7 \cdot 10^{-10}$	$1,2.10^{8}$	$4,7.10^{4}$
Sr ⁹²	2,71 ч	Б	$1,1 \cdot 10^{-10}$	$1,8.10^{8}$	$7,3 \cdot 10^4$
Y ⁹⁰	2,67 дней	М	$1,5.10^{-9}$	1,3.107	$5,3 \cdot 10^3$
Y ⁹²	3,54 час	М	$2,0.10^{-10}$	$1,0.10^{8}$	$4,0.10^{4}$
Y ⁹³	10,1 ч	М	$4,3 \cdot 10^{-10}$	$4,7.10^{7}$	$1,9.10^{4}$
Y ⁹⁴	0,318 ч	М	$2,9 \cdot 10^{-11}$	6,9·10 ⁸	$2,8 \cdot 10^5$
Cs ¹³⁵	2,3·10 ⁶ лет	Б	$7,1 \cdot 10^{-10}$	$2,8 \cdot 10^7$	$1,1.10^{4}$
Cs ¹³⁷	30,0 лет	Б	$4,8.10^{-9}$	$4,2.10^{6}$	$1,7.10^{3}$
Cs ¹³⁸	0,536 ч	Б	$2,6 \cdot 10^{-11}$	$7,7.10^{8}$	$3,1.10^{5}$
Ba ¹³⁹	1,38 ч	Б	$3,5 \cdot 10^{-11}$	$5,7.10^{8}$	$2,3 \cdot 10^5$
Ba ¹⁴⁰	12,7 дней	Б	$1,0.10^{-9}$	$2,0.10^{7}$	$8,0.10^{3}$
Ba ¹⁴¹	0,305 ч	Б	$2,2 \cdot 10^{-11}$	9,1·10 ⁸	$3,6.10^5$
Ba ¹⁴²	0,177 ч	Б	$1,6 \cdot 10^{-11}$	$1,3.10^{9}$	$5,0.10^5$
La ¹⁴⁰	1,68 дней	П	$1,0.10^{-9}$	$1,8 \cdot 10^{7}$	$7,3 \cdot 10^3$
La ¹⁴¹	3,93 ч	П	$1,5 \cdot 10^{-10}$	$1,3.10^{8}$	$5,3 \cdot 10^4$
La ¹⁴²	1,54 ч	П	$9,3 \cdot 10^{-11}$	$2,2.10^{8}$	$8,6 \cdot 10^4$
Ce ¹⁴¹	32,5 дней	М	$3,6\cdot 10^{-9}$	5,6·10 ⁸	$2,2.10^{3}$

Значения дозовых коэффициентов, ДОА_{перс} и предела годового поступления с воздухом дочерних продуктов РБГ для персонала [7]

Для статического режима работы выделяется группа из 8 дочерних ядер РБГ (Y^{93} , Y^{92} , Sr^{91} , La^{141} , Sr^{92} , Ba^{139} , La^{142} , Rb⁸⁸), обладающих наибольшими активностями порядка 10^{13} Бк. Имеется также группа из 5 дочерних ядер РБГ, имеющих активность ~ 10^{13} Бк (Y^{94} , Ba^{141} , Rb⁸⁹, Ba^{142} , Cs¹³⁸) в течение первых 40 мин после разгерметизации. Активность Ba^{140} постоянна и составляет около 6, $0 \cdot 10^{12}$ Бк. Оставшиеся ядра имеют на несколько порядков меньшую активность.

Для импульсного режима работы наибольшую активность в течение 20 мин после импульса имеет Ba¹⁴² (5,3·10¹⁴ Бк).

Начиная с 20-й минуты и до 40 мин после импульса наибольшую активность имеют Ba¹⁴¹, Y⁹⁴, Rb⁸⁹ (около 10¹⁴ Бк). Примерно с 40-й минуты и до окончания второго часа после импульса деления наибольшую активность имеют Cs¹³⁸, Ba¹³⁹, La¹⁴² (~ 5,0·10¹³ Бк). В промежутке времени от 2 до 3 ч после импульса активность около 10^{13} Бк имеют нуклиды: Ba¹³⁹, La¹⁴², Y⁹³, La¹⁴¹, Sr⁹², Cs¹³⁸, Rb⁸⁸, Y⁹², Sr⁹¹. Через 3 ч наибольшую активность $(10^{12} - 10^{13} \text{ Бк})$ имеют Y⁹³, Y⁹², La¹⁴¹, Sr⁹², Sr⁹¹, Ba¹³⁹, La¹⁴², Rb⁸⁸, а активность Cs¹³⁸, Ba¹⁴⁰, Y⁹⁴, Ba¹⁴¹, Rb⁸⁹, Sr⁸⁹, Ce¹⁴¹, La¹⁴⁰, Cs¹³⁷, Sr⁹⁰ на несколько порядков ниже. Объемные активности дочерних нуклидов РБГ в верхнем реакторном зале в зависимости от времени представлены на рис. 5, 6 (вентиляция выключена).



Рис. 5. Объемные активности дочерних ядер РБГ в зависимости от времени после разгерметизации СКР и/или ГК. Статический режим (вентиляция выключена)



Рис. 6. Объемные активности дочерних ядер РБГ в зависимости от времени после разгерметизации СКР и/или ГК. Импульсный режим (вентиляция выключена)

Таблица 6

Статическ	кий режим	Импульс	ный режим
Нуклид	$A_V^{\max}/\text{ДОА}_{\text{перс}}$	Нуклид	$A_V^{cp}/\text{ДOA}_{nepc}$
Rb ⁸⁸	1,58.104	Rb ⁸⁸	$6,32 \cdot 10^3$
Rb ⁸⁹	$3,48 \cdot 10^4$	Rb ⁸⁹	$3,27 \cdot 10^4$
Sr ⁸⁹	$4,52 \cdot 10^4$	Sr ⁸⁹	$2,04 \cdot 10^3$
Sr ⁹⁰	$1,12 \cdot 10^4$	Sr ⁹⁰	$3,59 \cdot 10^2$
Sr ⁹¹	$3,84 \cdot 10^5$	Sr ⁹¹	$5,90 \cdot 10^4$
Sr ⁹²	$2,64 \cdot 10^5$	Sr ⁹²	$1,03 \cdot 10^5$
Y ⁹⁰	$7,14 \cdot 10^2$	Y ⁹⁰	$2,50 \cdot 10^{1}$
Y ⁹²	4,81·10 ⁵	Y ⁹²	$6,37 \cdot 10^4$
Y ⁹³	$1,06 \cdot 10^{6}$	Y ⁹³	$3,15 \cdot 10^5$
Y ⁹⁴	$6,32 \cdot 10^3$	Y ⁹⁴	$8,90 \cdot 10^4$
Cs ¹³⁵	-	Cs ¹³⁵	-
Cs ¹³⁷	$2,21 \cdot 10^3$	Cs ¹³⁷	$6,92 \cdot 10^{1}$
Cs ¹³⁸	$4,08 \cdot 10^3$	Cs ¹³⁸	$2,80 \cdot 10^4$
Ba ¹³⁹	$3,38 \cdot 10^4$	Ba ¹³⁹	$3,45 \cdot 10^4$
Ba ¹⁴⁰	$3,92 \cdot 10^5$	Ba ¹⁴⁰	$1,41 \cdot 10^4$
Ba ¹⁴¹	$4,20\cdot 10^{3}$	Ba ¹⁴¹	$7,57 \cdot 10^4$
Ba ¹⁴²	$9,26 \cdot 10^2$	Ba ¹⁴²	8,39·10 ⁴
La ¹⁴⁰	1,82.10 ⁵	La ¹⁴⁰	$7,09 \cdot 10^2$
La ¹⁴¹	2,82·10 ⁵	La ¹⁴¹	8,33.104
La ¹⁴²	7,19.104	La ¹⁴²	1,00.10 ⁵
Ce ¹⁴¹	5,47·10 ⁵	Ce ¹⁴¹	$6,14 \cdot 10^3$

Максимальные объемные активности дочерних продуктов РБГ

В табл. 6 представлены значения максимальных объемных активностей дочерних продуктов РБГ по отношению к ДОА_{перс}.

Как видно из табл. 6, единственным нуклидом, объемная активность которого не превышает ДОА_{перс}, является Cs^{135} , что связано с очень длительным периодом полураспада данного нуклида (~ 2,6 $\cdot 10^6$ лет). Для статического режима работы максимальные объемные активности остальных нуклидов по отношению к ДОА_{перс} варьируются в пределах от ~700 для Y^{90} до ~ 10^6 для Y^{93} .

Для импульсного режима работы объемная активность Cs¹³⁵ также не превышает ДОА_{перс}. Объемные активности (усредненные значения) остальных нуклидов по отношению к ДОА_{перс} варьируются в пределах от 25 для Y^{90} до 3,15 \cdot 10⁵ для Y^{93} .

Значительное (на пять порядков) превышение ДОА_{перс} связано с высокой объемной концентрацией РБГ в верхнем реакторном зале, на пять-шесть порядков превышающей КОА_{РБГ} (см. рис. 2, 4).

Для оценки радиационной опасности при поступлении продуктов распада РБГ в организм персонала через органы дыхания были проведены расчеты времени, за которое в организм поступит количество дочерних продуктов РБГ, равное ПГП для данного радионуклида. Расчет статического режима работы проведен для случая, когда персонал заходит в зал сразу после разгерметизации СКР и/или ГК, а импульсного режима – для двух случаев: персонал входит в верхний реакторный зал сразу после генерации импульса;

– персонал входит в верхний реакторный зал через 20 мин после генерации импульса (например, для открывания вентилей линии продувки корпуса АЗ).

Расчеты проводились аналогично расчетам поступления изотопов йода; активности поступивших в организм нуклидов, представленных в табл. 5, определяли при помощи выражения (4). Предполагалось, что g = 1 и все нуклиды, попавшие в легкие при дыхании, полностью оседают в них. Результаты расчетов представлены в табл. 7.

Из таблицы видно, что при работе ИЯУ в статическом режиме для нуклидов Sr⁹¹,

 Sr^{92} , Y^{92} , Y^{93} , Ba^{139} , Ba^{140} , La^{140} , La^{141} , La^{142} время достижения ПГП не превосходит 1 мин. Для импульсного режима работы время достижения ПГП не превосходит 1 мин (в случае входа персонала в зал ИЯУ чрез 20 мин после импульса) для нуклидов Rb^{89} , Sr^{92} , Y^{93} , Y^{94} , Cs^{138} , Ba^{141} , La^{141} , La^{142} . Отметим, что с 20-й минуты после импульса ПГП при ингаляции по большинству нуклидов достигается быстрее, чем в том случае, когда персонал находится в зале сразу после импульса. Это связано с тем, что за данный промежуток времени произошел распад короткоживущих предшественников РБГ.

Таблица 7

Время достижения ПГП за счет поступления дочерних продуктов распада РБГ в организм персонала

	Время достижения ПГП								
Нуклид	Статицеский режим	Импул	ьсный режим						
	Статический режим	сразу после импульса	через 20 мин после импульса						
Rb ⁸⁸	3,4 мин	22,2 мин	11,6 мин						
Rb ⁸⁹	3,0 мин	2,45 мин	1 мин						
Sr ⁸⁹	1,2 мин	1,06 ч	48 мин						
Sr ⁹⁰	9,4 мин	4,65 ч	4,57 ч						
Sr ⁹¹	< 1 мин	2,9 мин	1,3 мин						
Sr ⁹²	< 1 мин	< 1 мин	< 1 мин						
Y ⁹⁰	2,4 ч	-	_						
Y ⁹²	< 1 мин	19 мин	5 мин						
Y ⁹³	< 1 мин	2,5 мин	< 1 мин						
Y ⁹⁴	1 мин	< 1 мин	< 1 мин						
Cs ¹³⁵	-	-	_						
Cs ¹³⁷	47 мин	_	_						
Cs ¹³⁸	13,2 мин	5,3 мин	1 мин						
Ba ¹³⁹	< 1 мин	5,7 мин	1,2 мин						
Ba ¹⁴⁰	< 1 мин	9 мин	7,2 мин						
Ba ¹⁴¹	1,4 мин	< 1 мин	< 1 мин						
Ba ¹⁴²	2,6 мин	< 1 мин	2,5 мин						
La ¹⁴⁰	< 1 мин	3,6 ч	3,3 ч						
La ¹⁴¹	< 1 мин	5,7 мин	1 мин						
La ¹⁴²	< 1 мин	2,2 мин	< 1 мин						
Ce ¹⁴¹	20 мин	1,0 ч	1,03 ч						

Таким образом, как для статического, так и для импульсного режимов работы, при входе персонала в зал ИЯУ при выключенной вентиляции за 1 мин в организм персонала поступит около 10 ПГП дочерних продуктов распада РБГ, что для персонала группы А соответствует эквивалентной дозе 200 мЗв [7].

При включенной приточно-вытяжной вентиляции суммарная объемная активность дочерних продуктов РБГ снижается до ДОА_{перс} примерно за 3 ч после разгерметизации контура СКР (и/или ГК).

Заключение

Проведена консервативная оценка максимально возможных последствий радиационных аварий, связанных с разгерметизацией СКР и/или ГК модернизированной ИЯУ ВИР-2М при генерации импульса делений или во время работы установки в статическом режиме.

Выполнены оценки значений мощности эквивалентной дозы внешнего облучения, создаваемого РБГ, вышедшими в реакторные залы. Оценены объемная активность РБГ и мощность дозы гамма-излучения, создаваемая РБГ в помещениях ИЯУ, объемная активность дочерних нуклидов РБГ в помещениях ИЯУ и эквивалентная доза облучения, создаваемая изотопами йода и дочерними нуклидами РБГ, поступившими в организм персонала ИЯУ ингаляционным путем. Показано, что наибольшую радиационную опасность для персонала ИЯУ представляют РБГ (внешнее облучение) и дочерние нуклиды РБГ (внутреннее облучение).

Показано, что при возникновении данной аварии уровни гамма-излучения, создаваемые РБГ и объемная активность РБГ и дочерних продуктов РБГ в помещениях ИЯУ существенно (на 5–6 порядков) превышают допустимые уровни, представленные в НРБ-99/2009. При отключенной приточно-вытяжной вентиляции снижение объемной активности газообразных продуктов деления в залах ИЯУ происходит достаточно медленно и вход персонала в залы ИЯУ невозможен. При включенной вентиляции суммарная объемная активность РБГ и дочерних продуктов РБГ в залах ИЯУ снижается до допустимых уровней через 3 ч после разгерметизации СКР (и/или ГК).

Необходимо отметить, что расчетные оценки, представленные в данной статье, проведены для случая полного выхода газовой смеси из корпуса ИЯУ в реакторные залы (максимально консервативная оценка). Для большинства аварийных ситуаций, которые могут возникнуть на ИЯУ, это не так: в частности, при работе ИЯУ ВИР-3 в статическом режиме давление в корпусе реактора должно быть ниже атмосферного [3], поэтому при разгерметизации СКР и/или газового контура в залы ИЯУ выйдет лишь незначительная часть от наработанных радиоактивных газов и аэрозолей. Поэтому для оценки радиационных последствий конкретной аварии необходимо определить долю газообразных радиоактивных продуктов деления, вышедших в помещения ИЯУ; радиационные последствия данной аварии будут ниже, по сравнению с последствиями, представленными в настоящей статье, в соответствующее число раз.

Список литературы

1. Будников Д. В., Воронцов С. В., и др. Ядерные электрофизические установки РФЯЦ-ВНИИЭФ: настоящее и будущее // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2021. Вып. 4. С. 5–25.

2. Воинов А. М., Глухов Л. Ю., Котков С. П. и др. Растворные реакторы серии ВИР. Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования // Труды межотраслевой научной конференции «Импульсные реакторы: история создания и перспективы использования»: Сборник докладов. – Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2016. Т. 1. С. 29–39.

3. Авдеев А. Д., Богомолова Л. С., Волгутов В. Ю. и др. Перспективный растворный импульсный реактор: нейтроннофизические характеристики и облучательные параметры // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2021. Вып. 4. С. 54–64.

4. Лобода С. В., Петрунин Н. В., Хвостионов В. Е., Чарнко В. Е. Вынос продуктов деления из топлива растворного реактора // Атомная энергия. 1989. Т. 67. Вып. 6. С. 432–433.

5. Козлов В. Ф. Справочник по радиационной безопасности. – М.: Энергоатомиздат, 1999. 520 с.

6. Грешилов А. А., Колобашкин В. М., Дементьев С. И. Продукты мгновенного деления U²³⁵, U²³⁸, Pu²³⁹ в интервале 0–1 ч.: Справочник. – М.: Атомиздат, 1969. 104 с.

7. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09.

8. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99/2010. Санитарные правила и нормативы СП 2.6.1.2612-10.

Приложение 1





Схема образования Kr⁸⁷ (первый способ)



Схема образования Kr⁸⁷ (второй способ) и Kr⁸⁸ (первый способ)

00		88 Kr + I	n88 Rb	88 Sr	89mY
07		2.81	h 18 m	stable	_ 16 s
		0.15			0,0002
	89 Br	0.85 89 Kr	89 Rb	89 Sr	0.9998 89 Ý
	4.4 s	32 m	15.4 m	50.36 d	stable

Схема образования Kr⁸⁸ (второй способ) и Kr⁸⁹ (первый способ)

90					89mY	
					0.0002	
		89 Kr +	n 89 Rb	89 Sr	0.999889Y	
		3.2	m 15.4 m	50.36 d	stable	
		0.151				
	90 Br	0.85 90 Kr	90 Rb	90 Sr	90Y	90Zr
	1.6 s	33 s	2.7 m	28.1 y	64.3 h	stable

Схема образования Кг⁸⁹ (второй способ)



Схема образования Xe¹³³ и Xe^{133m}



Схема образования Xe¹³⁵ и Xe^{135m}



Схема образования Xe¹³⁷ (первый способ)



Схема образования Xe¹³⁸ (первый способ) и Xe¹³⁷ (второй способ)



Схема образования Xe¹³⁸ (второй способ)

78 m

5F010 u

stable

Приложение 2

1e^{129m} 33,5 d Te¹²⁹ 72 r - I¹²⁹ — Хе¹²⁹ 1,7Е7 у (стаб.) 57 m Схема образования I¹²⁹ 15 30 h 0,20 5 Te¹³¹ I¹³¹ 8,04 d Sn¹³¹-23 m Схема образования $I^{131} % \left(I \right) = I^{131} \left(I \right) \left(I$

Схемы образования изотопов йода: I^{129} , I^{131} , I^{132} , I^{133} , I^{134} и I^{135}

Sb



Схема образования I¹³²



$$Te^{135}_{< 0,5 m}$$
 I¹³⁵_{6,7 h}

Схема образования I¹³⁵

Контактная информация -

Шуркаев Александр Васильевич, инженер по испытаниям 2 категории, РФЯЦ-ВНИИЭФ, e-mail: otd4@expd.vniief.ru

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2023, вып. 4, с. 28-44.

СИСТЕМА КОНТРОЛЯ ФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ В СОСТАВЕ СУЗ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА БР-К1М

А. В. Арапов, А. М. Дюдяев, В. С. Майорников, Г. Н. Пикулина, И. М. Пискорский, Н. В. Распопов, А. Б. Соколов, В. А. Юхневич

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 607188, г. Саров Нижегородской обл., пр. Мира, д. 37

Статья поступила в редакцию 29.05.23, после доработки – 31.05.23, принята к публикации 02.06.2023

Рассмотрены общие принципы и подходы к построению систем контроля физических параметров для применения в составе системы управления и защиты исследовательских ядерных установок на примере системы, используемой в составе СУЗ БР-К1М. Назначение таких систем – измерение и расчет основных нейтронно-физических и технологических параметров реактора, формирование управляющих и аварийных сигналов для других подсистем СУЗ. Статья содержит краткое описание всех составных частей системы и их структурные и функциональные особенности.

Ключевые слова: исследовательская ядерная установка, система управления и защиты, система контроля физических параметров, нейтронно-физические параметры, канал контроля, измерительный тракт, управляющее программное обеспечение.

Control system of physical parameters as a part of reactor control system of research nuclear facility BR-K1M. A. V. Arapov, A. M. Dudyaev, V. S. Majornikov, G. N. Pikulina, I. M. Piskorskiy, N. V. Raspopov, A. B. Sokolov, V. A. Yuchnevich (*FSUE «RFNC-VNIIEF», 607188, Sarov, Nizhny Novgorod region, Mira ave., 37*). There are considered common principles and approaches for designing the control system of physical parameters as a part of the reactor control system (RCS) of research nuclear facility BRK–1M. The purpose of such systems is to measure and calculate main neutron-physical and technological parameters of a reactor and to generate control and alarm signals for other RCS subsystems. The article contains a brief description of all components of the control system and their structural and functional features.

Key words: research nuclear facility, reactor control system, control system of physical parameters, neutron-physical parameters, control channel, measuring path, control software.

DOI 10.53403/02054671_2023_4_45 EDN: MKLKFM

1. Актуальность и цели модернизации реактора БР-К1

Основной частью исследовательской ядерной установки (ИЯУ) БР-К1М является реактор БР-К1М, представляющий собой модернизированный реактор БР-К1 [1], относящийся к классу апериодических импульсных реакторов самогасящегося действия с металлической активной зоной (АЗ). АЗ состоит из пяти топливных блоков

и представляет собой по форме горизонтально ориентированный полый цилиндр длиной 748 мм, с максимальным внешним диаметром 617 мм, широкомасштабной внутризонной облучательной полостью диаметром 355 мм. Каждый топливный блок для исключения коррозийного разрушения делящегося материала, находящегося внутри топливного блока, заполнен инертным газом – гелием [2].

Реактор БР-К1 был введен в опытную эксплуатацию в РФЯЦ-ВНИИЭФ в 1995 г. Комиссией по физическому пуску был разрешен ввод реактора в опытную эксплуатацию при предельно допустимых параметрах, приблизительно в три раза меньше проектных. Для генерирования импульсов на мгновенных и запаздывающих нейтронах было разрешено предельно допустимое энерговыделение в АЗ не более 1,2·10¹⁸ дел, работа в статическом режиме была разрешена на мощности не более 10 кВт. Уменьшение предельно допустимых параметров реактора БР-К1 было обусловлено значительными температурными деформациями торцевой поверхности топливных блоков АЗ, превышающими допустимые пределы при работе на проектных параметрах. На стадии физического пуска при работе реактора БР-К1 в статическом режиме на проектной предельно допустимой мощности 30 кВт было обнаружено заклинивание блоков аварийной защиты, а также коробление топливных блоков [2].

После аварии на ФКБН (физический котел на быстрых нейтронах) в 1997 г. была приостановлена опытная эксплуатация реактора БР-К1 и в 2005 г. возобновлена. Но в виду возросших требований безопасности была запрещена работа реактора в импульсном режиме на мгновенных нейтронах.

В целях реализации проектных параметров, а также для возобновления режима генерирования импульсов на мгновенных нейтронах была проведена всесторонняя модернизация реактора (комплекса) БР-К1, которая включила в себя [2]:

– модернизацию АЗ реактора БР-К1 путем введения новой составной конструкции оболочек топливных блоков, которые состоят из слоев, выполненных из титанового сплава ВТ20 с топливными кольцами внутри, и внешних по диаметру силовых корпусов из стали 12Х18Н10Т;

– введение в состав органов регулирования реактивности (ОРР) АЗ нового ОРР – быстрого импульсного блока (БИБ) с исполнительным пневматическим и электромеханическим механизмом для возобновления импульсного на мгновенных нейтронах режима в безопасном режиме «с мощности»;

– введение в состав ИЯУ БР-К1М трехсегментного отражателя из зачехлованного в стальные оболочки графита;

введение в состав ИЯУ БР-К1М системы охлаждения активной зоны (COXA3)
 для поддержания безопасной температуры топливных блоков активной зоны в статическом режиме при длительной (десятки часов) работе реактора;

– введение в состав СУЗ ИЯУ БР-К1М канала управления БИБ (КУБИБ), аппаратуры управления СОХАЗ, аппаратуры отображения информации (АОИ), а также полную замену каналов измерения физических и технологических параметров АЗ на новую СКФП.

Модернизируемые и вновь разработанные элементы и системы СУЗ ИЯУ БР-К1М воспроизводят логику работы, функции, прием, обработку и генерацию сигналов, которые обеспечивала СУЗ реактора БР-К1 до модернизации.

2. Аппаратура СУЗ ИЯУ БР-К1М

В основном, аппаратура СУЗ размещена в пультовом помещении ИЯУ БР-К1М (рис. 1).

В состав СУЗ БР-К1М без изменений вошла часть аппаратуры СУЗ БР-К1:

– управления исполнительными механизмами перемещения ОРР;

 – управления технологическим оборудованием;

- включения режимов работ;

– аварийной защиты;

– обеспечения электропитания аппаратуры СУЗ БР-К1 без изменений в составе стоек типа «ВИШНЯ» (поз. *1* на рис. 1).



Рис. 1. Размещение аппаратуры СУЗ в пультовом помещении ИЯУ БР-К1М: 1 – стойка типа «ВИШНЯ», укомплектованная немодернизированной аппаратурой СУЗ БР-К1; 2 – пульт управления; 3 – стойка типа «ВИШНЯ», укомплектованная аппаратурой контроля температуры (АКТ) и КУБИБ; 4 – мониторы АОИ; 5 – две измерительные стойки, укомплектованные аппаратурой СКФП

На пульте управления 2 ИЯУ БР-К1М и в одной из стоек типа «ВИШНЯ» размещена аппаратура отображения и управления КУБИБ. Вместе с аппаратурой КУБИБ в одной из стоек размещена модернизированная аппаратура контроля температуры 3. Для визуального контроля за физическими и технологическими параметрами АЗ, а также технологическими операциями, проводимыми в реакторном зале, на пульте управления размещены два монитора 4 из состава АОИ. Аппаратура СКФП 5 (кроме АКТ) размещена в двух измерительных стойках. В каждой измерительной стойке установлен источник бесперебойного питания, обеспечивающий контроль состояния реактора при выключении сетевого электропитания не менее 20 мин.

3. СКФП ИЯУ БР-К1М

Итак, в ходе модернизации СУЗ БР-К1М в ее состав была интегрирована система контроля физических параметров [3] взамен измерительных каналов, используемых в установке с момента ввода в эксплуатацию. Основное назначение СКФП контроль интенсивности цепной реакции деления в АЗ реактора, то есть контроль нейтронно-физических параметров: относительного значения физической мощности, периода ее изменения, суммарного энерговыделения, расчета значений реактивности, а также контроля значений температуры и давления в чехлах блоков активной зоны реактора. Система формирует управляющие и аварийные сигналы для других подсистем СУЗ при выходе контролируемых значений за установленные пороги.

СКФП БР-К1М представляет собой комплекс средств технического, программного и информационного обеспечения. Аппаратная часть системы построена по канальному принципу на основе независимых аппаратно-программных блоков и модулей собственной разработки и промышленного изготовления. Информационный обмен между составными частями системы и другими подсистемами СУЗ организован с использованием коммутируемой промышленной сети Ethernet и стандартного интерфейса последовательной передачи данных RS-485.

Контроль нейтронно-физических параметров организован с учетом принципов независимости и физического разнообразия [4]: каждый параметр контролируется несколькими независимыми устройствами; устройства сбора данных, в том числе, каналы связи и средства обработки полученных от блоков детектирования сигналов, дублированы, что повышает надежность и достоверность контроля параметров.

В качестве первичных блоков детектирования используются счетчики нейтронов типа СНМ-11, ионизационные камеры: КНК-3, КНК-4, КНК-15, КНК-15-1, КНК-15 вакуумированная.

В состав СКФП БР-К1М входят каналы контроля мощности (ККМ), каналы контроля предельных уровней (ККПУ), каналы регистрации формы импульса (КРФИ), канал управления и контроля параметров БИБ, аппаратура контроля температуры, аппаратура контроля давления (АКД), аппаратура регистрации времен срабатывания (АРВС), аппаратура отображения информации. Структурная схема СКПФ ИЯУ БР-К1М представлена на рис. 2. В ней отображены взаимосвязь частей СКФП и интеграция модернизированной части СУЗ с той частью, которая вошла в состав СУЗ БР-К1М без изменений.



Рис. 2. Структурная схема СКФП ИЯУ БР-К1М: 1 – часть аппаратуры СУЗ БР-К1, вошедшая в состав СУЗ БР-К1М без изменений; 2 – БСС; 3 – ККМ; 4 – ККПУ; 5 – КРФИ; 6 – АКТ; 7 – АКД; 8 – АРВС; 10 – АОИ; → – линия связи в формате RS-485; → – линия связи в формате Ethernet; → – линия передачи электрических сигналов, сформированных на контактах реле

Интеграцию новых (модернизированных) частей СУЗ и частей СУЗ БР-К1, вошедших в состав СУЗ БР-К1М без изменений, обеспечивает блок согласования сигналов (БСС). БСС выполняет функцию согласования с обеспечением оптоэлектронной (гальванической) развязки измерительной аппаратуры СКФП и частей СУЗ БР-К1, вошедших в состав СУЗ БР-К1М без изменений, с сохранением логики работы и логики формирования управляющих сигналов, используемых в СУЗ БР-К1 до модернизации. Аппаратура ККМ, ККПУ, КРФИ, АРВС, АКД располагается в двух стойках измерительных (рис. 3).

Основной структурной единицей в составе ККМ, ККПУ, КРФИ является контрольно-управляющий блок (КУБ), который представляет собой крейт стандарта Евромеханика 19" (рис. 4). В КУБ устанавливаются модули различного функционального назначения: измерители тока и скорости счета, высоковольтные источники питания детекторов, регистраторы токовых



Рис. 3. Внешний вид измерительных стоек



Рис. 4. КУБ из состава ККМ

импульсов, измерители установившегося периода разгона, измерители энерговыделения и модули токовой защиты. Набор используемых модулей определяет назначение и характеристики КУБ. В качестве контроллера в КУБ используется блок обработки данных (БОД). БОД опрашивает функциональные модули и управляет их работой, обрабатывает результаты измерений, контролирует собственную работоспособность и исправность модулей, выдает аварийные и управляющие сигналы в СУЗ, управляет работой «щелкуна». Все КУБ, БОД и функциональные модули спроектированы и изготовлены в РФЯЦ-ВНИИЭФ.

Основной структурной единицей в АКТ И АКД является измерительный канал, выполненный на основе измерительных модулей серии I-7000: модуля аналогового ввода и дискретного ввода-вывода I-7011 в АКТ или канала модуля аналогового ввода типа I-7017 в АКД, – датчиков температуры или давления, соответственно, и линий связи.

Для контроля температур поверхности чехлов блоков ОРР используются хромельалюмелевые термопары. Контроль давления в чехлах ОРР и технологическом оборудовании осуществляется с помощью датчиков давления абсолютного и избыточного давления типа МДД-ТЕ.

В качестве контроллера в АКТ и АКД используется контроллер µРАС-7186EXD-F, предназначенный для опроса измерительных каналов, контроля измеренных значений, формирования команд на генерацию аварийных сигналов, контроля работоспособности аппаратной части.

АРВС предназначена для регистрации времен срабатывания отдельных элементов СУЗ по методу «старт-стоп». Аппаратура АРВС размещается в одной из измерительных стоек. АРВС используется для регистрации быстропротекающих процессов, длительностью не более 10 с, с частотой дискретизации 10 мкс. Аппаратура регистрирует до 40 сигналов, таких как крайние положения ОРР, нажатие кнопок сброса ОРР, формирования импульса, сигналов аварийной защиты.

Технические характеристики и назначение составных частей системы измерения физических параметров ИЯУ БР-К1М приведены в таблице.

Благодаря модульной системе построения измерительных каналов, функционал каналов определяется входящей в его состав измерительной аппаратурой, и при необходимости может быть расширен или изменен.

Наименование	Назначение	Основные технические характеристики
ККМ	 контроль значений мощности, периода изменения мощности, энерговыделения ИЯР и генерация сигналов АС и ПС; расчет значения реактивности в мас- штабе реального времени; обеспечение и контроль качества пи- тания детекторов; контроль работоспособности 	Диапазон контроля значений: – мощности – от 1,5·10 ⁻⁵ до 5·10 ⁶ Вт; – периода – от 10 ⁻¹ до 500 с; – энерговыделения – от 0 до 106 МДж
ККПУ	 контроль значений мощности и энерговыделения и генерация аварийного сигнала на аппаратном уровне; обеспечение и контроль качества питания детекторов; контроль работоспособности 	Контролируемые пределы: – мощности – от 1,5·10 ⁻⁵ до 5·10 ⁶ Вт; – энерговыделения – от 0 до 106 МДж

Основные компоненты системы измерения физических параметров ИЯУ БР-КІМ

Окончание таблицы

Наименование	Назначение	Основные технические характеристики			
КРФИ	 регистрация импульса делений на мгновенных нейтронах; измерение установившегося периода 	– диапазон регистрации мощности – от 10^7 до 10^{12} Вт; – диапазон измерения периода – от 10^{-1} то 10^3 с эти измерения ст 10^1 то			
	pasiona	10° до 10° с при мощности от 10° до 10 ⁴ Вт			
АКТ	 контроль значений температуры внешней поверхности чехлов блоков АЗ в местах установки датчиков и генерация аварийных сигналов; контроль работоспособности 	7 каналов измерения температуры от 0 до 500 °C			
АКД	 контроль значений давления в газова- куумной системе и магистрали импульс- ного блока пневмосистемы и генерация аварийных сигналов при значениях ниже или выше установленных уровней; контроль работоспособности 	 7 каналов измерения давления в диапазоне: – от 0,665 до 10⁶ Па в газовакуумной системе ИЯР; – от 0 до 2 МПа в магистрали ИБ 			
APBC	Измерение времен срабатывания эле- ментов СУЗ в абсолютной и относитель- ной шкалах времени	40 каналов регистрации времен сра- батывания в диапазоне от 20 мкс до 10 с			

4. Каналы контроля нейтроннофизических параметров в составе СКФП ИЯУ БР-К1М

Аппаратура ККМ предназначена для контроля мощности в диапазоне от 1,5 · 10⁻⁵

до $5 \cdot 10^6$ Вт при работе установки в статическом и импульсном на запаздывающих нейтронах режимах. Контроль мощности во всем рабочем диапазоне обеспечивается использованием подвесок на основе счетчика нейтронов СНМ-11 и ионизационных камер (КНК-4, КНК-15-1, КНК-3), имеющих различные чувствительности. Каждый регистрационный тракт имеет перекрытие с соседним трактом по диапазону контролируемой мощности не менее чем на одну декаду (одного десятичного порядка контролируемой мощности). БОД в реальном времени производит вычисление текущих значений мощности и энерговыделения по данным каждого регистрационного тракта, но для вычисления периода изменения мощности, расчета реактивности и сравнения значений мощности и энерговыделения с уставками аварийной и предупредительной защиты использует один тракт, попадающий в интервал достоверности измеряемых значений. Границы интервала достоверности каждого регистрационного тракта определяется границами линейности тока детектора, чувствительности детектора, а также фоновыми значениями сигнала регистрационного тракта.

Аппаратура каналов КРФИ обеспечивает регистрацию формы мощности импульса на мгновенных нейтронах, а также измерение периода увеличения мощности при проведении калибровочных процедур для подготовки импульса. В состав канала входят модули, обеспечивающие регистрацию быстропеременной части импульса с дискретностью 1 мкс, хвоста импульса – с частотой 4 мкс. Запуск регистрации мощности проводится либо по внешнему сигналу, либо по уровню мощности.

Аппаратура ККПУ обеспечивает защиту на аппаратном уровне во всех режимах работы установки по превышению предустановленного уровня мощности (5 МВт) или энерговыделения (91 МДж). Время формирования аварийного сигнала с момента превышения предустановленного уровня срабатывания не превышает 5 мс.

Модули высоковольтного питания, входящие в состав каналов ККМ, ККПУ и КРФИ, обеспечивают функцию контроля на соответствие значений напряжения питания блоков детектирования заданным границам допустимых значений. БОД обеспечивает контроль работоспособности измерительных каналов посредством контроля фонового значения сигнала ЛВС (ложного выходного сигнала) с блоков детектирования.

5. АОИ из состава СКФП ИЯУ БР-К1М

АОИ из состава системы контроля физических параметров ИЯУ БР-К1М обеспечивает:

- считывание и отображение в текстовом и графическом видах значений физических и технологических параметров реактора (мощности, периода изменения мощности, энерговыделения, реактивности, формы зарегистрированного импульса в режиме импульса на мгновенных нейтронах, значений измеренного установившегося периода разгона, температуры чехлов блоков АЗ, давления в газовакуумной системе и магистрали ИБ пневмосистемы, времен срабатывания устройств СУЗ, давлений в ресивере и в пневмоцилиндре БИБ, координат текущего положения БИБ, состояний концевых выключателей БИБ);

– считывание и отображение состояний электрических и информационных сигналов ККМ, ККПУ, КРФИ, АКД, АКТ, КУБИБ, АРВС;

 постоянное архивирование считанных параметров и состояний сигналов во внешней энергонезависимой памяти; задание, редактирование и хранение конфигурации системы, пороговых значений и режимов работы, ограничение доступа к перечисленным операциям с использованием системы паролей;

 – дополнительную математическую обработку сохраненных в файлах результатов измерений всех составных частей системы.

В состав АОИ входят управляющий ПК (АРМ оператора), расположенный на пульте оператора, и два панельных ПК, установленных в измерительных стойках. На ПК установлено специализированное программное обеспечение из состава программного комплекса АОИ БР-К1М (ПО АОИ), который является собственной разработкой РФЯЦ-ВНИИЭФ.

Управляющая программа АОИ выводит информацию одновременно на два экрана АРМ оператора. На первом экране (рис. 5) отображаются данные о состоянии аварийных сигналов, текущие значения мощности, периода и энерговыделения по двум измерительным каналам, рассчитанные значения реактивности для каждого канала, графические представления текущих значений мощности в процентах использования текущего поддиапазона, а также процентного отношения результатов измерений основных нейтронных параметров к установленным значениям аварийных.

Второй экран (рис. 6) состоит из двух областей вывода. В левой части выводятся текущие значения мощности, периода, энерговыделения и реактивности, которые отчасти дублируют значения, выводимые на первый экран. В правой части отображаются дополнительные данные о состоянии установки: текущие значения температуры поверхности чехлов АЗ, давления в пневмосистеме, параметров БИБ, первичных данных с блоков детектирования, а также измеренные времена срабатывания элементов СУЗ и зарегистрированная форма импульса при ИМН.

Trepanness ADM DI-R	1M												
Уставная		ККЛУ			ККМ			Перек	ночение поддиапазо	HOB			Ед.изнер.
ПЗМ 2.500E	+04 BT	пум пуэ	A3M	мп єп	тзп	пзп і	ПЗМ	Перея	л.1 к. 🔜 № подд	.кан.1 📫	ручн. 1 № подд.кан.2	Перекл.2 к. Синхронно	С дел/с
11311 20	_ c _ z _							1.11.1					- BT
TH 3 000E	04 Pr 8 =								1-ый кан	ал		2-ой канал	
T3 9.100E	нот Дж								8.708E-05	Вт	Мощность ККМ	6.315E-05 BT	
П5ИБ 100	BT #								0.000	04	Mourison KKM %	0.000 %	
TIBY 100	BT E .								0.000	70	нощность ккн, 70	0.000 %	
T30 100) BT 5							150					
Internet in the second	Ē.							100					
Beeng	, I	8 8 8	0 0 10	GHOLD 0 200	awanti Di Grawa	0 0	a	75					
Muthomasura			5 0 0 0				1 100	50					
THE REPORT OF THE PARTY OF	ПД1	ну	TI/(100T)	T/1(125T)	ПД1(150)								
	1 2	1 2	1 2	1 2	1 2								
	ПД2	НУ(подд.2)	ПД2(100П)	ПД2(125П)	ПД2(150)	HP	HP						
	1 2	1 2	1 2	1 2	1 2								
	пдз	НУ(подд.3)	NJ3(100N)	ПДЗ(125П)	ПДЗ(150)								
KKM	1 2	1 2	1 2	1 2	1 2			5					
	1024	Hy(nodd-4)	1001)	1((1251))	1024(150)								
	ITRM	130	TRD	DM	1. 2	1	2						
	1 2	1 2	1 2	1 2									
	A3M	ПЭ	ПБИБ	DBY									
	1 2	1 2	1 2	1 2									
KKUA		ПУМ	ПУЭ	псо		HP	Þ						
		1 2	1 2	1 2		1	2						
КРФИ		111								200	400 800	800	1.000
1007	H5-1N(NT1)	НБ-1П(ПТ2)	НБ-1П(ПТЗ)	НБ-1Л(ПТ)						200	Время, с	000	1000
KK1	AB(ITT)	H5-2(ITT)	ILE(ILL)			ne	č.	<u> </u>			• 1-ый канал • 2-ой канал		_
ккд(чехлы)	нптд	тд	вптд						0.05709	Дж	Энерговыделение ККМ	0.05266 Дж	
ККД(ИБ)	РП(ТД)	PC(TД)				HP			+34.02	с	Текущий период ККМ	-37.66 c	
КУБИБ	РЕС.БИБ(НПТД)	РЕС.БИБ(ТД)	РЕС.БИБ(ВПТД)			HP			-17,136	Bau	Реактивность ККМ	-12.517 B	

Рис. 5. Основное окно управляющей программы АОИ



Рис. 6. Дополнительное окно управляющей программы АОИ

Заключение

К настоящему времени система контроля физических параметров введена в опытную эксплуатацию в составе СУЗ ИЯУ БР-К1М. Успешное завершение первого и второго этапов физического пуска ИЯУ показало, что система стабильно и надежно регистрирует основные физические параметры реактора во всех режимах работы. Измерительные модули в составе системы прошли метрологическую аттестацию. Метрологические характеристики как отдельных подсистем, так и системы в целом полностью соответствуют предъявленным требованиям к погрешностям определения измеряемых величин.

По результатам работы на систему был оформлен патент № 2759182 «Автоматизированная система контроля физических параметров исследовательской ядерной установки» (рис. 7) [3].



А. В. Арапов, А. М. Дюдяев, В. С. Майорников, Г. Н. Пикулина, И. М. Пискорский и др.

Рис. 7. Патент на автоматизированную систему контроля физических параметров ИЯУ

Список литературы

1. Воинов М. А., Воронцов С. В., Девяткин А. А., Довбыш Л. Е., Колесов В. Ф., Кувшинов М. И., Кошелев А. С., Никитин И. А., Пикулев А. А. История создания и развития импульсных ядерных реакторов в РФЯЦ-ВНИИЭФ // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2017. Вып. 4. С. 5–20.

2. Девяткин А. А., Воронцов С. В., Колесов В. Ф., Никитин И. А., Хоружий В. Х., Кошелев А. С., Гречушкин В. Б. Пути модернизации БР-К1 для работы в импульсном режиме // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2017. Вып. 4. С. 43–53.

3. Пат. 2759182 RU, МПК G21C17/10G01T3/00. Автоматизированная система контроля физических параметров исследовательской ядерной установки / А. В. Арапов, И. В. Ватрунина, А. А. Девяткин, А. М. Дюдяев, Р. В. Корчуков, В. С. Майорников, А. В. Панин, Г. Н. Пикулина, И. М. Пискорский, Н. В. Распопов, А. Б. Соколов, В. А. Юхневич // Изобретения. Полезные модели. 2021. № 31. 4. Шикалов В. Ф., Журбенко А. В., Кужиль А. С., Козлова Л. В. Физическое разнообразие при формировании сигналов аварийной защиты по нейтронно-физическим параметрам для АЭС с ВВЭР // Ядерная и радиационная безопасность. 2010. Вып. 4(48) С. 6–10.

Контактная информация -

Пискорский Игорь Михайлович, научный сотрудник, РФЯЦ-ВНИИЭФ, e-mail: otd4@expd.vniief.ru

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2023, вып. 4, с. 45–55.

ФЕДИНГ-КОРРЕКЦИЯ ОПТИЧЕСКИХ ПОКАЗАНИЙ ГАММА-ДОЗИМЕТРОВ СО ПД (ДТС)-0.05/10, ИЗМЕРЯЕМЫХ НА λ = 745 HM, В ПОСТОБЛУЧАТЕЛЬНОМ ИНТЕРВАЛЕ ДЛИТЕЛЬНОСТЬЮ ДО 100 СУТОК

А. С. Кошелев, Е. Ю. Тарасова, А. Е. Никифоров

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 607188, г. Саров Нижегородской обл., пр. Мира, д. 37

Статья поступила в редакцию 21.03.23, после доработки – 24.04.23, принята к публикации 02.06.2023

В интересах совершенствования формализма фединг-коррекции оптических показаний твердотельных стеклянных детекторов СО ПД (ДТС)-0.05/10, широко используемых в качестве дозиметров радиационного сопровождения облучательных процедур реакторных установок ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», осуществлено обширное экспериментальное исследование в диапазоне дозового воздействия от 100 кР до 1 МР с проведением постоблучательных оптических измерений в интервале от 1 до 100 сут.

На основании полученных экспериментальных данных предложен формализм федингкоррекции коэффициента светопропускания и оптической плотности как в аналитической форме, так и в форме *Excel*-шаблона. Осуществлена апробация предлагаемых форм фединг-коррекции.

Ключевые слова: твердотельный стеклянный дозиметр СО ПД (ДТС)-0.05/10, постоблучательное изменение показаний дозиметра (фединг), спектрофотометр цифровой, длина волны просвечивания $\lambda = 745$ нм, коэффициент светопропускания, оптическая плотность, формализм фединг-коррекции оптических параметров.

Fading-correction of optical readings of gamma-dosimeters SO PD (DTS)-0.05/10 measured on $\lambda = 745$ HM within the post-irradiation interval up to 100 days long. A. S. Koshelev, Ye. Yu. Tarasova, A. Ye. Nikiforov (*FSUE «RFNC-VNIIEF», 607188, Sarov, Nizhny Novgorod region, Mira ave., 37*). In the interests of improving fading-correction formalism of optical readings of solid state glass detector SO PD (DTS)-0.05/10 widely used as radiation tracking dosimeter of irradiating procedures in reactor facilities of fsue «RFNC-VNIIEF», there was realized a full-scale experimental research within the range of dose effect from 100 kR to 1 MR followed by post-irradiation optical measurements in the interval from 1 to 100 days.

Basing on the experimental data obtained, there was advanced a fading-correction formalism for the light-transmission coefficient and density factor both in the analytical form and in the form of Excelpattern. The approbation of the proposed forms of fading-correction was performed.

Key words: solid-state glass dosimeter SO PD (DTS)-0.05/10, post-irradiation variation of dosimeter readings (fading), digital spectrophotometer, wavelength $\lambda = 745$ nm, light-transmission coefficient, absorbancy, formalism of optical parameters fading-correction.

DOI 10.53403/02054671_2023_4_56 EDN: JJXUNK

Введение

Твердотельные стеклянные детекторы (дозиметры) ДТС постоянно и эффективно

используются для метрологического контроля дозовых параметров радиационного воздействия γ-составляющей в полях *n*-γ-излучений реакторных установок ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ» в качестве интегральных детекторов (дозиметров) сопровождения облучательных процедур. Повышенный практический интерес к использованию стеклянных дозиметров (как типа ДТС-0.01/1.0, так и типа СО ПД (ДТС)-0.05/10) связан с подтвердившимися в процессе их длительного использования следующими, заявленными разработчиками, эксплуатационными достоинствами [1]:

 простота измерения с использованием стандартной аппаратуры и возможность повторных измерений;

 независимость показаний от мощности дозы в широком интервале;

 – широкий диапазон измерения дозы (как поглощенной, так и экспозиционной);

устойчивость к воздействию факторов внешней среды;

– небольшие габаритные размеры.

К сожалению, наблюдаемое постоблучательное уменьшение окраски ДТС (фединг), растущее с увеличением дозовой нагрузки, все чаще требует более точных форм коррекции, чем предлагаемые в настоящее время в ограниченном числе доступных публикаций [1,2]. В аттестационной документации на измерительные комплекты дозиметров типа СО ПД (ДТС)-0.05/10 вообще отсутствует какой-либо формализм фединг-коррекции, замененный единым сроком проведения оптической обработки дозиметра в границах от 22 до 26 ч по окончании облучения, что, по мнению разработчиков, позволяет исключить влияние фединг-эффекта в границах предписываемой измерительной погрешности.

В работе [3] по итогам ряда фрагментарно выполненных экспериментальных исследований нам удалось установить определенные пути формализации федингкоррекции, открывающие возможности значимого повышения ее качественного уровня. В настоящей работе продолжено формализационное совершенствование фединг-коррекционного инструментария по результатам углубленного экспериментального исследования с тремя индивидуализированными комплектами дозиметров СО ПД (ДТС)-0.05/10 в интервале экспозиционных доз от 100 кР до 1 МР, практически совпадающем с интервалом поглощенных доз в воде от 1 до 10 кГр.

Постановка и результаты эксперимента

Для проведения экспериментальных исследований были выбраны дозиметры ДТС типа СО ПД (ДТС)-0.05/10 из трех индивидуализированных комплектов В1, В2 и С1. На момент проведения исследований на $\lambda = 745$ нм, согласно паспортным данным, функциональная связь между дозовым воздействием γ -облучателя «МРХ-гамма-100» с комплектом радиоизотопных источников Со-60 из состава Государственного первичного эталона ГЭТ 209-2014 [4] в формате поглощенной в воде дозы и откликом дозиметра в формате оптической плотности имела следующий вид:

 – для аттестационно индивидуализированного дозкомплекта В1

 $D = 34,25A^{2,46}$ кГр (вода);

 – для аттестационно индивидуализированного дозкомплекта В2

 $D = 37,82A^{2,54}$ кГр (вода);

 – для аттестационно индивидуализированного дозкомплекта С1

 $D = 35,03A^{2,49}$ кГр (вода), –

с определением оптической плотности в форме A = lg(100%/T), ориентированной на спектрофотометрическую практику измерения коэффициента светопропускания *T* в %.

Для создания возможности осуществления сравнения дозового нагружения в формате поглощенной в воде и экспозиционной доз представленные выше дозовые функционалы были переформатированы с учетом данных работ [5] и [6]. Согласно [5], для γ-излучения радиоизотопного источника Со-60 поглощенная доза в воздухе в 0,9003 раза меньше поглощенной дозы в воде. Согласно [6], экспозиционная доза в 1 Р соответствует поглощенной в воздухе дозе $8,7333 \cdot 10^{-3}$ Гр. С учетом приведенных величин и разумного округления итоговых результатов расчета связь между экспозиционной дозой в 1 Р и поглощенной дозой в 1 Гр (вода) может быть зафиксирована в виде 1 Р = 0,0097 Гр (вода). В рамках предлагаемого энергетического эквивалента рентгена указанные аттестационные функционалы очевидным образом приобретают следующий вид:

– для аттестационно индивидуализированного дозкомплекта В1 $D = 3531A^{2,46}$ кР;

– для аттестационно индивидуализированного дозкомплекта В2 $D = 3899 A^{2,54} \text{ кP};$

– для аттестационно индивидуализированного дозкомплекта С1 $D = 3611A^{2,49}$ кР, без изменения формы определения оптической плотности A.

В плане практической перспективы заслуживает отдельного внимания возможность гармоничного перехода с измерительного диапазона поглощенной дозы от 1 до 10 кГр (вода) на измерительный диапазон экспозиционной дозы от 100 кР до 1 МР и обратно.

С учетом [3], в качестве источника облучения был выбран промышленный линейный ускоритель ЛУ-10-20 [7]. Облучение осуществлялось в поле тормозного излучения электронного пучка ускорителя. На каждый запланированный уровень дозового нагружения на установочной площадке однообразно помещались три дозиметра, по одному из каждого аттестационно индивидуализированного дозкомплекта. При выборе местоположения установочной площадки, используемой для размещения дозиметров в поле излучения, учитывались возможность обеспечения равномерности поля в пределах площади 50×50 мм, с одной стороны, и возможность реализации максимальной плановой дозовой нагрузки за время не более ~20 мин -

с другой. Для определения фактически реализованных уровней дозового нагружения использовались соответствующие индивидуальные дозовые функционалы как в формате поглощенной дозы, так и в формате экспозиционной дозы.

Следуя паспортизованным рекомендациям изготовителя дозиметров, все первые постоблучательные измерения коэффициента светопропускания T (в %) осуществлялись в интервале времени от 22 до 26 ч (0,92–1,08 сут) с момента окончания облучения. Как и в [3], эти значения коэффициента светопропускания, по необходимости, далее по тексту обозначаются как T_v (от английского <u>valid</u> – правильный), а измеренные в любом произвольном постоблучательном интервале времени – как T_w (от английского <u>watch</u> – наблюдать).

Генеральная выборка результатов эксперимента и избранных результатов обработки экспериментальных данных, ориентированных на поиск форм фединг-Т-А-оптических показаний коррек-ции ДТС-дози-метров, представлена в табл. 1. В графе «*t*_w, сут» значения фединг-интервала определены как интервал времени между концом облучения и началом измерения коэффициента светопропускания T_w . При определении отношений T_v/T_w в качестве T_v использовались значения T_w при минимальном t_w в соответствующей частной выборке экспериментальных данных. Оптическая плотность А, определялась как $lg(100\%/T_v)$, а оптическая плотность A_w – как lg(100%/ T_w).

Средневзвешенные дозовые нагрузки определялись как среднеарифметические трех дозовых показаний, одновременно облученных ДТС в формате экспозиционной дозы, с определением средних квадратичных отклонений СКО для результата прямого измерения с многократным наблюдением, следуя рекомендациям [8].

Таблица 1

t_w ,		Дозком	иплект В1		Дозкомплект ДТС В2 Дозкомплект ДТ				ект ДТС (C1		
сут	$T_w, \%$	T_v/T_w	A_w	A_v/A_w	<i>T</i> _w , %	T_v/T_w	A_w	A_v/A_w	$T_{w}, \%$	T_v/T_w	A_w	A_v/A_w
			Средн	евзвешен	ная доз	зовая наг	рузка 101	,7±8,7 к	P (±8,7%	6)		
1,03	57,6	1,0000	0,2396	1,0000	58,9	1,0000	0,2299	1,0000	57,1	10000	0,2434	1,0000
2,04	57,9	0,9948	0,2373	1,0095	59,2	0,9949	0,2277	1,0097	57,5	0,9930	0,2403	1,0126
3,05	58,0	0,9931	0,2366	1,0127	59,2	0,9949	0,2277	1,0097	57,5	0,9930	0,2403	1,0126
6,03	58,3	0,9880	0,2343	1,0224	59,5	0,9899	0,2255	1,0195	57,9	0,9862	0,2373	1,0255
9,03	58,5	0,9846	0,2328	1,0289	59,8	0,9849	0,2233	1,0295	58,1	0,9828	0,2358	1,0320
13,0	58,7	0,9813	0,2314	1,0355	59,9	0,9833	0,2226	1,0329	58,3	0,9794	0,2343	1,0385
17,0	58,8	0,9796	0,2306	1,0388	60,0	0,9817	0,2218	1,0362	58,3	0,9794	0,2343	1,0385
22,0	58,9	0,9779	0,2299	1,0422	60,1	0,9800	0,2211	1,0396	58,5	0,9761	0,2328	1,0452
30,0	59,0	0,9763	0,2291	1,0455	60,2	0,9784	0,2204	1,0430	58,6	0,9744	0,2321	1,0485
37,0	59,1	0,9746	0,2284	1,0489	60,3	0,9768	0,2197	1,0464	58,7	0,9727	0,2314	1,0519
45,0	59,2	0,9730	0,2277	1,0523	60,4	0,9752	0,2190	1,0499	58,8	0,9711	0,2306	1,0552
56,0	59,3	0,9713	0,2269	1,0557	60,5	0,9736	0,2182	1,0533	58,8	0,9711	0,2306	1,0552
66,0	59,4	0,9697	0,2262	1,0591	60,6	0,9719	0,2175	1,0568	58,9	0,9694	0,2299	1,0586
77,0	59,4	0,9697	0,2262	1,0591	60,6	0,9719	0,2175	1,0568	59,0	0,9678	0,2291	1,0620
87,0	59,4	0,9697	0,2262	1,0591	60,7	0,9703	0,2168	1,0603	59,0	0,9678	0,2291	1,0620
99,0	59,5	0,9681	0,2255	1,0625	60,8	0,9688	0,2161	1,0638	59,0	0,9678	0,2291	1,0620
			Средн	евзвешен	ная доз	зовая наг	рузка 211	,2±9,1 к	P (±4,3%	6)		
1,01	47,55	1,0000	0,3228	1,0000	48,7	1,0000	0,3125	1,0000	47,85	1,0000	0,3201	1,0000
2,01	47,9	0,9927	0,3197	1,0100	49,1	0,9919	0,3089	1,0115	48,2	0,9927	0,3170	1,0100
3,01	48,2	0,9865	0,3170	1,0186	49,3	0,9878	0,3072	1,0173	48,5	0,9866	0,3143	1,0186
4,01	48,4	0,9824	0,3152	1,0244	49,55	0,9828	0,3050	1,0246	48,7	0,9825	0,3125	1,0245
7,01	48,8	0,9744	0,3116	1,0362	49,95	0,9750	0,3015	1,0365	49,1	0,9745	0,3089	1,0363
9,01	48,95	0,9714	0,3102	1,0406	50,2	0,9701	0,2993	1,0440	49,3	0,9706	0,3072	1,0422
11,0	49,2	0,9665	0,3080	1,0481	50,4	0,9663	0,2976	1,0501	49,5	0,9667	0,3054	1,0482
15,0	49,3	0,9645	0,3072	1,0511	50,5	0,9644	0,2967	1,0531	49,6	0,9647	0,3045	1,0512
21,0	49,7	0,9567	0,3036	1,0632	50,8	0,9587	0,2941	1,0623	49,9	0,9589	0,3019	1,0603
30,0	49,9	0,9529	0,3019	1,0694	51,1	0,9530	0,2916	1,0717	50,1	0,9551	0,3002	1,0665
45,0	50,3	0,9453	0,2984	1,0818	51,5	0,9456	0,2882	1,0842	50,5	0,9475	0,2967	1,0789
67,0	50,6	0,9397	0,2958	1,0913	51,7	0,9420	0,2865	1,0906	50,8	0,9419	0,2941	1,0883
98,0	51,0	0,9324	0,2924	1,1040	52,1	0,9347	0,2832	1,1035	51,2	0,9346	0,2907	1,1011
			Средн	евзвешен	ная доз	овая нагј	оузка 383	,8±20,0 к	P (±5,29	0%)		÷
1,02	38,7	1,0000	0,4123	1,0000	40,4	1,0000	0,3936	1,0000	39,1	1,0000	0,4078	1,0000
2,03	39,5	0,9797	0,4034	1,0220	41,2	0,9806	0,3851	1,0221	39,9	0,9799	0,3990	1,0220
3,04	39,75	0,9736	0,4007	1,0290	41,5	0,9735	0,3820	1,0305	40,2	0,9726	0,3958	1,0304
6,01	40,6	0,9532	0,3915	1,0532	42,3	0,9551	0,3737	1,0534	41,1	0,9513	0,3862	1,0561
9,02	41,2	0,9393	0,3851	1,0706	42,9	0,9417	0,3675	1,0709	41,7	0,9376	0,3799	1,0736
13,0	41,7	0,9281	0,3799	1,0854	43,4	0,9309	0,3625	1,0858	42,2	0,9265	0,3747	1,0884
17,0	41,8	0,9258	0,3788	1,0883	43,6	0,9266	0,3605	1,0918	42,3	0,9243	0,3737	1,0914
22,0	42,2	0,9171	0,3747	1,1004	43,9	0,9203	0,3575	1,1009	42,8	0,9136	0,3686	1,1065
30,0	42,6	0,9085	0,3706	1,1125	44,2	0,9140	0,3546	1,1101	43,1	0,9072	0,3655	1,1157
37,0	42,9	0,9021	0,3675	1,1217	44,5	0,9079	0,3516	1,1194	43,4	0,9009	0,3625	1,1250
45,0	43,0	0,9000	0,3665	1,1248	44,7	0,9038	0,3497	1,1256	43,6	0,8968	0,3605	1,1312
56,0	43,3	0,8938	0,3635	1,1342	45,0	0,8978	0,3468	1,1350	43,8	0,8927	0,3585	1,1375
66,0	43,5	0,8897	0,3615	1,1405	45,2	0,8938	0,3449	1,1414	44,1	0,8866	0,3556	1,1470
77,0	43,7	0,8856	0,3595	1,1468	45,4	0,8899	0,3429	1,1478	44,2	0,8846	0,3546	1,1502
87,0	43,9	0,8815	0,3575	1,1531	45,5	0,8879	0,3420	1,1510	44,5	0,8787	0,3516	1,1598
99.0	43.9	0,8815	0.3575	1,1531	45.6	0,8860	0,3410	1,1542	44,4	0,8806	0,3526	1,1566

Генеральная выборка результатов эксперимента и избранных результатов обработки экспериментальных данных

Продолжение табл. 1

$ \begin{array}{c c c c c c c c c c c c c c c c c c c $	t_{w}		Дозком	иплект В1			Дозкомпл	лект ДТС	B2	Дозкомплект ДТС С1			
Средневзвешенная дозовая нагрузка 579,5 ± 16,5 кР (±2,8%) 1,08 32,8 1,0000 0,4811 1,0000 34,1 1,0000 34,1 1,0000 0,472 1,0024 34,0 0,9752 0,4737 1,0221 3,08 34,1 0,9619 0,4672 1,0361 35,5 0,9240 0,4351 1,0676 36,5 0,9342 0,4377 1,0221 35,4 0,9354 0,4425 1,0389 6,08 35,2 0,9230 0,4498 1,0764 36,9 0,9241 0,4330 1,0461 1,0676 36,9 0,9241 0,4353 1,0676 36,9099 36,7 0,9019 0,4435 1,0302 1,11 35,7 0,9216 0,4318 1,0821 0,4124 1,053 36,1 0,9424 1,0353 31,030 1,136,8 0,8913 0,4342 1,1151 38,1 0,8950 0,4111 1,1364 37,9 0,8741 0,4220 1,1364 2,11 36,6 0,8477 1,4260 1,31	сут	T_w , %	T_v/T_w	A_w	A_v/A_w	$T_w, \%$	T_v/T_w	A_w	A_v/A_w	<i>T</i> _w , %	T_v/T_w	A_w	A_v/A_w
1,08 32,8 1,0000 0,441 1,0000 0,472 1,0000 33,1 1,0000 0,4802 1,0049 2,08 33,6 0,9762 0,4737 1,0221 35,0 0,9743 0,4289 1,0248 34,0 0,9735 0,4685 1,0249 3,08 34,1 0,9619 0,4672 1,0361 35,5 0,9240 0,4432 1,0389 34,5 0,9324 0,4431 1,0763 35,4 0,9246 0,4441 1,0763 10,1 35,7 0,9188 0,4473 1,0823 37,0 0,9216 0,4318 1,0821 36,7 0,9169 0,4425 1,081 21,1 36,8 0,8913 0,4342 1,1151 38,1 0,8906 0,4111 1,143 37,5 0,8827 0,4260 1,1351 21,1 0,808 0,8747 0,4260 1,1353 38,0 0,8766 0,4111 1,1463 37,5 0,8474 0,4221 1,141 1,1457 38,8 0,8711				Средн	евзвешен	ная доз	овая нагј	рузка 579	,5±16,5 н	cP (±2,8	%)	1	
$ \begin{array}{c c c c c c c c c c c c c c c c c c c $	1,08	32,8	1,0000	0,4841	1,0000	34,1	1,0000	0,4672	1,0000	33,1	1,0000	0,4802	1,0000
3.08 3.4.1 0.9610 0.4672 1.0361 35.5 0.9368 0.4522 1.0389 6.08 35.2 0.9318 0.4535 1.0676 36.5 0.9342 0.4377 1.0675 35.4 0.9350 0.44510 1.0647 8.08 35.5 0.9239 0.4498 1.0764 36.9 0.9241 0.4330 1.01702 35.8 0.9246 0.44451 1.0647 1.11 35.7 0.9036 0.4443 1.0821 37.6 0.9099 0.4243 1.0300 1.1151 27.1 36.8 0.8747 0.4260 1.1355 38.8 0.8799 0.4121 1.0443 3.5 0.8374 0.4260 1.1365 27.1 0.8747 0.4260 1.1365 38.9 0.8766 0.4101 1.1364 37.9 0.8220 0.4264 1.1420 49.9 37.0 0.8747 0.4260 1.1427 39.0 0.8711 1.4261 38.1 0.8791 1.1241 1.375	2,08	33,6	0,9762	0,4737	1,0221	35,0	0,9743	0,4559	1,0248	34,0	0,9735	0,4685	1,0249
6,08 35,2 0,9319 0,4535 1,0676 36,5 0,9324 0,4430 1,0792 35,8 0,9246 0,4410 1,0647 8,08 35,5 0,9239 0,4498 1,0764 36,9 0,9216 0,4318 1,0821 36,1 0,9169 0,4425 1,030 21,1 36,8 0,9913 0,4401 1,1101 37,6 0,9069 0,4248 1,0999 36,7 0,9019 0,4353 1,1030 21,1 36,8 0,8913 0,4401 1,1113 38,1 0,8850 0,4112 1,1344 37,5 0,8827 0,4260 1,1365 31,3 0,8747 0,4260 1,1365 38,8 0,8786 0,4111 1,1353 38,6 0,8711 0,4202 1,1427 39,3 0,8747 0,4260 1,1584 39,5 0,8733 0,4011 1,1678 38,1 0,8688 0,4101 1,1718 49,9 37,7 0,8730 0,8543 0,40341 1,1635	3,08	34,1	0,9619	0,4672	1,0361	35,5	0,9606	0,4498	1,0389	34,5	0,9594	0,4622	1,0389
8,08 35,5 0,9239 0,4498 1,0764 36,9 0,9241 0,4330 1,0722 35,8 0,9246 0,4461 1,0763 10,1 35,7 0,9188 0,4473 1,0823 37,0 0,9060 0,4248 1,0999 36,7 0,9019 0,4353 1,1030 21,1 36,8 0,8913 0,4342 1,1151 38,1 0,8950 0,4191 1,1241 37,5 0,8927 0,4206 1,1365 38,8 0,8789 0,4112 1,1364 37,9 0,8734 0,4214 1,1364 41,9 37,5 0,8747 0,4260 1,1365 38,8 0,8789 0,4112 1,1364 38,0 0,8714 1,468 38,0 0,8714 1,4153 38,6 0,8575 0,4144 1,147 39,8 0,8568 0,4001 1,1678 38,9 0,8540 0,3141 1,6165 9,0 9,515 0,5107 1,0201 2,92 0,5623 0,5346 1,0030 1,000	6,08	35,2	0,9318	0,4535	1,0676	36,5	0,9342	0,4377	1,0675	35,4	0,9350	0,4510	1,0647
	8,08	35,5	0,9239	0,4498	1,0764	36,9	0,9241	0,4330	1,0792	35,8	0,9246	0,4461	1,0763
	10,1	35,7	0,9188	0,4473	1,0823	37,0	0,9216	0,4318	1,0821	36,1	0,9169	0,4425	1,0852
21,1 36,8 0,8913 0,4342 1,151 38,1 0,8950 0,4191 1,1149 37,1 0,8827 0,4260 1,1351 27,1 37,5 0,8747 0,4260 1,1365 38,8 0,8789 0,4112 1,1346 37,5 0,8274 0,4214 1,1365 41,9 37,5 0,8747 0,4260 1,1365 38,8 0,8789 0,4112 1,1353 38,0 0,8711 0,4202 1,1427 49,9 37,7 0,8700 0,4237 1,1427 39,0 0,8744 0,4004 1,1583 38,6 0,8568 0,4101 1,1708 98,0 38,5 0,8519 0,4145 1,1679 39,8 0,8630 0,4001 1,1678 38,9 0,8509 0,4101 1,1700 2,01 2,89 0,9654 0,5391 1,0248 30,9 0,5517 1,0000 0,5317 1,0000 0,5317 1,0428 30,9 0,5101 1,0424 30,6 0,4931 3,150 0,5287 1,0427 3,02 0,4714 0,5177 1,0750	15,1	36,3	0,9036	0,4401	1,1001	37,6	0,9069	0,4248	1,0999	36,7	0,9019	0,4353	1,1030
27.1 37.1 0,8841 0,4306 1,1242 38,4 0,8880 0,4157 1,1241 37,5 0,8737 0,4260 1,1365 38,8 0,8789 0,4112 1,1364 37,9 0,8734 0,4202 1,1427 41,9 37,5 0,8747 0,4260 1,1365 38,8 0,8766 0,4101 1,1395 38,0 0,8711 0,4202 1,1427 49,9 37,7 0,8700 0,4227 1,1427 39,0 0,8744 0,4009 1,1583 38,6 0,8857 0,4134 1,1615 98,0 38,5 0,8519 0,4145 1,1679 39,8 0,8668 0,4001 1,1678 38,9 0,8503 0,4104 1,1615 98,0 9,654 0,5317 1,0000 2,517 1,0750 32,0 0,9171 0,171 1,0281 29,2 0,9643 0,5177 1,0428 30,9 0,9515 0,5100 1,0424 30,8 0,8121 1,1079 30,30 0,313 0,8141 0,0453 0,411 1,0726 32,4 0,4724 1,1253 32,4	21,1	36,8	0,8913	0,4342	1,1151	38,1	0,8950	0,4191	1,1149	37,1	0,8922	0,4306	1,1151
34,1 37,5 0,8747 0,4260 1,1365 38,8 0,8789 0,4112 1,1364 37,9 0,8734 0,4214 1,1396 41,9 37,5 0,8747 0,4260 1,1365 38,9 0,8764 0,4099 1,1426 38,1 0,8688 0,4191 1,1458 70,9 38,2 0,8586 0,4179 1,1584 39,5 0,8633 0,4034 1,1583 38,6 0,8575 0,4114 1,1615 98,0 38,5 0,8519 0,4145 1,1679 39,8 0,8568 0,4001 1,1678 38,9 0,8509 0,4101 1,1710 Cpentewsneumetma zosonaa narpyska 810,2 ± 27,1 kP (±3,3%) 1,00 27,9 1,0000 0,5544 1,0024 30,4 0,671 0,1702 2,2 0,9623 0,5344 1,0123 3,0 0,9148 0,5157 1,0750 32,0 0,9184 1,0741 30,8 0,9123 0,5111 1,0281 3,1,10,989 0,5101 1,0424	27,1	37,1	0,8841	0,4306	1,1242	38,4	0,8880	0,4157	1,1241	37,5	0,8827	0,4260	1,1272
41,9 37,5 0,8747 0,4260 1,1365 38,9 0,8766 0,4101 1,1395 38,0 0,8711 0,4202 1,1427 9,9 37,7 0,8700 0,4237 1,1427 39,0 0,8744 0,4089 1,1426 38,6 0,8575 0,4134 1,1615 98,0 38,5 0,8519 0,4145 1,1679 39,8 0,8566 0,4001 1,1678 38,9 0,8509 0,4101 1,710 Cpeдневзвешенная дозовая натрузка 810,2 ± 27,1 кР (±3,3%) 1,00 27,9 1,0000 0,5544 1,0000 29,4 1,0000 0,5171 1,0281 29,2 0,9654 0,5317 1,0427 3,02 0,8719 0,5454 1,0750 32,0 0,9188 0,4494 1,0744 30,8 0,9123 0,5117 1,0427 9,00 3,2,0 0,8719 0,4949 1,0744 30,8 0,8121 1,1202 17,0 32,2 0,8655 0,4211 1,1265 33,	34,1	37,5	0,8747	0,4260	1,1365	38,8	0,8789	0,4112	1,1364	37,9	0,8734	0,4214	1,1396
49.9 37,7 0,8700 0,4237 1,1427 39,0 0,8744 0,4089 1,1426 38,1 0,8688 0,4191 1,1458 70.9 38,2 0,8586 0,4179 1,1581 39,5 0,8533 0,4034 1,1583 38,6 0,8550 0,41134 1,1615 98,0 38,5 0,8519 0,4145 1,1679 39,8 0,8568 0,4001 1,1678 38,9 0,8550 0,4101 1,1710 100 27.9 1,0000 0,5544 1,0000 0,517 1,0000 0,517 1,0000 0,517 1,0000 0,5213 1,0170 3,02 29,4 0,9494 0,5174 1,0090 32,8 0,8963 0,4841 1,0982 31,5 0,8211 0,5017 1,0089 13,0 32,0 0,8194 0,5173 1,0090 32,8 0,8963 0,4481 1,0982 31,5 0,8211 0,5017 1,0089 13,0 32,0 0,8151 1,0090	41.9	37,5	0,8747	0,4260	1,1365	38.9	0,8766	0,4101	1,1395	38.0	0,8711	0,4202	1,1427
70.9 38.2 0.8586 0.4179 1.1584 39.5 0.8633 0.4034 1.1583 38.6 0.8575 0.4134 1.1615 98.0 38.5 0.8519 0.4145 1.1679 39.8 0.8568 0.4001 1.1678 38.9 0.8509 0.4101 1.1710 CPERHEBSBELLEHHAR JOSOBAR HATPYSKA \$10.2 ± 27.1 KP (±3.3%) 1.00 27.9 1.0000 0.5544 1.0000 29.4 1.0001 0.5317 1.0000 0.5517 1.00284 30.4 0.9671 0.5121 1.0221 29.2 0.9623 0.5346 1.0372 6.00 30.5 0.9148 0.5157 1.0750 32.0 0.9188 0.4944 1.0744 30.8 0.9123 0.5117 1.0709 31.3 0.8914 0.5045 1.0990 32.8 0.8963 0.4481 1.0982 3.5 0.8777 0.4921 1.1203 31.3 0.8914 0.5045 1.0990 32.8 0.8863 0.44661 <t< td=""><td>49.9</td><td>37.7</td><td>0.8700</td><td>0.4237</td><td>1.1427</td><td>39.0</td><td>0.8744</td><td>0,4089</td><td>1.1426</td><td>38.1</td><td>0.8688</td><td>0.4191</td><td>1.1458</td></t<>	49.9	37.7	0.8700	0.4237	1.1427	39.0	0.8744	0,4089	1.1426	38.1	0.8688	0.4191	1.1458
1010 0110 11101 11101 11101 11101 Средневзвешенная дозовая натрузка 810,2±27,1 кР (±3,3%) 1,00 27,9 1,0000 0,5544 1,0000 29,4 1,0000 0,5117 1,0000 28,1 1,0000 0,5513 1,0000 2,01 28,9 0,9654 0,5317 1,0284 30,4 0,9671 0,5171 1,0281 29,2 0,9623 0,5287 1,0427 3,00 3,5 0,9148 0,5157 1,0750 32,0 0,9188 0,4949 1,0744 30,8 0,9123 0,5114 1,0779 9,00 31,3 0,8914 0,5054 1,0990 32,8 0,8963 0,4481 1,0982 31,5 0,8921 0,5117 1,0284 13,0 32,0 0,8719 0,4949 1,1203 33,7 0,8724 0,4724 1,1255 33,4 0,8428 1,1419 30,0 33,2 0,8404 0,4789 1,1577 34,7 0,8474 0,4597	70.9	38.2	0.8586	0 4179	1 1 5 8 4	39.5	0.8633	0 4034	1 1 5 8 3	38.6	0.8575	0 4134	1 1615
1000 1000 10000	98.0	38 5	0.8519	0 4145	1 1679	39.8	0.8568	0 4001	1 1678	38.9	0,8509	0 4101	1 1710
1,00 27,9 1,000 0,5544 1,0000 0,5317 1,0000 28,1 1,0000 0,5513 1,0000 2,01 28,9 0,9654 0,5311 1,0284 30,4 0,9671 0,5171 1,0281 29,2 0,9623 0,5346 1,0312 3,02 29,4 0,9490 0,5317 1,0428 30,9 0,9515 0,5100 1,0424 29,6 0,9433 0,5287 1,0427 6,00 30,5 0,9148 0,5157 1,0750 32,0 0,9188 0,4949 1,0744 30,8 0,8921 0,5017 1,0989 31,0 32,0 0,8719 0,4949 1,1203 33,4 0,8803 0,44761 1,163 32,2 0,8653 0,4895 1,1202 13,0 32,0 0,8719 0,4749 1,1203 33,4 0,8473 0,4572 1,163 32,2 0,8673 0,4895 1,1202 13,0 33,2 0,8320 0,4579 1,1566 33,4	50,0	50,5	0,0017	Срелн	евзвешен	ная доз	овая нагі	о, 1001 рузка 810	2 ± 27.1 F	P (±3.3	%)	0,1101	1,1710
1,00 2,7,9 1,0005 0,5347 1,0005 2,7,4 1,0005 1,0005 0,5317 1,0005 1,0005 0,5317 1,0005 0,5317 1,0028 30,4 0,9671 0,5171 1,0005 0,5384 1,0312 3,02 29,4 0,9490 0,5317 1,0248 30,9 0,9515 0,5100 1,0424 29,6 0,9493 0,5287 1,0412 9,00 31,3 0,8914 0,5045 1,0990 32,8 0,8963 0,4841 1,0823 3,21 0,8921 0,5017 1,0989 13,0 32,0 0,8719 0,4949 1,1205 33,4 0,8802 0,4763 1,1163 32,2 0,8673 0,4895 1,1202 22,0 32,7 0,8332 0,4855 1,420 34,2 0,8596 0,4660 1,410 32,9 0,8541 0,4473 1,1576 34,0 0,332 0,8404 0,4777 1,704 35,0 0,829 1,1576 34,1 0,8403 </td <td>1.00</td> <td>27.9</td> <td>1 0000</td> <td>0 5544</td> <td>1 0000</td> <td>29.4</td> <td>1 0000</td> <td>0 5317</td> <td>1 0000</td> <td>28.1</td> <td>1 0000</td> <td>0.5513</td> <td>1 0000</td>	1.00	27.9	1 0000	0 5544	1 0000	29.4	1 0000	0 5317	1 0000	28.1	1 0000	0.5513	1 0000
2,07 2,0,04 0,034 0,046 0,114 0,032 0,034 0,044 0,1424 2,26 0,943 0,0453 0,1424 1,042 0,0453 1,1104 32,2 0,854 0,446 1,1255 32,4 0,8471 1,1703 33,6 0,8254 0,4711 1,1703 35,3 0,8254 0,4411	1,00 2.01	27,9	0.9654	0,5301	1,0000	29,4	0.9671	0,5517	1,0000	20,1	0.0623	0,5315	1,0000
3,02 2,7,4 0,7470 0,5171 1,0421 20,7 0,5105 1,0724 20,8 0,9473 0,5267 1,0724 6,00 30,5 0,9148 0,5157 1,0750 32,0 0,9188 0,4949 1,0744 30,8 0,9123 0,5117 1,0799 13,0 32,0 0,8719 0,4949 1,1203 33,4 0,8802 0,4763 1,1163 32,2 0,8673 0,4895 1,1202 17,0 32,2 0,8665 0,4921 1,1265 33,7 0,8724 0,4724 1,1255 32,4 0,8673 0,4895 1,1202 17,0 32,2 0,8665 0,4921 1,1265 33,7 0,8771 1,1566 33,4 0,8413 0,4763 1,1576 37,0 33,6 0,8304 0,4789 1,1577 34,7 0,8479 1,1566 33,4 0,814 0,4763 1,1799 56,0 34,2 0,8158 0,4660 1,1898 35,6 0,8258 0,4486 1,1853 34,4 0,8169 0,4634 1,1896 6	3.02	20,7	0,0004	0,5317	1,0204	30.9	0,9071	0,5171	1,0201	29,2	0,0023	0,5340	1,0312
0,00 31,3 0,9148 0,9148 0,9148 0,9148 0,9144 0,9143 0,9123 0,9114 1,0779 9,00 31,3 0,8914 0,5045 1,0990 32,8 0,8802 0,4763 1,1163 32,2 0,8727 0,4921 1,1202 17,0 32,2 0,8665 0,4921 1,1265 33,7 0,8724 0,4724 1,1255 32,4 0,8673 0,4895 1,1202 17,0 32,2 0,8665 0,4921 1,1265 33,7 0,8724 0,4724 1,1255 32,4 0,8673 0,4895 1,1263 22,0 32,7 0,8532 0,4855 1,140 32,9 0,4559 1,1661 33,8 0,8314 0,4763 1,1703 35,0 0,8404 0,4787 1,1704 35,0 0,8400 0,4559 1,1661 33,8 0,8314 0,4672 1,1799 56,0 34,2 0,8158 0,4660 1,1898 35,6 0,8258 0,4446	5,02	29,4	0,9490	0,5517	1,0420	22.0	0,9515	0,3100	1,0424	29,0	0,9495	0,5287	1,0427
9,00 31,3 0,8914 0,994 1,0930 32,6 0,8935 0,4841 1,0922 31,3 0,8211 0,3017 1,0932 13,0 32,0 0,8719 0,4949 1,1203 33,4 0,8802 0,4763 1,1163 32,2 0,8727 0,4821 1,1203 22,0 32,7 0,8532 0,4855 1,1420 34,2 0,8596 0,4600 1,1410 32,9 0,8541 0,4828 1,1419 30,0 33,2 0,8404 0,4789 1,1577 34,7 0,8473 0,4597 1,1566 33,4 0,8413 0,4763 1,1799 56,0 34,2 0,8158 0,4600 1,1898 35,6 0,8258 0,4486 1,1853 34,4 0,8169 0,4634 1,1896 66,0 34,5 0,8087 0,4622 1,995 35,9 0,8189 0,4449 1,1950 34,7 0,8098 0,4527 1,2059 87,0 34,9 0,7994 0,4577	0,00	50,5 21.2	0,9148	0,5157	1,0750	32,0	0,9188	0,4949	1,0744	50,8 21.5	0,9125	0,5114	1,0779
13,0 32,0 0,8719 0,4949 1,1205 33,7 0,8802 0,4765 1,1165 32,2 0,872 0,8724 0,4765 1,1165 32,2 0,872 0,8724 0,4735 1,1165 32,2 0,872 0,8724 0,4734 1,1255 32,4 0,8673 0,4895 1,1263 22,0 32,7 0,88532 0,4855 1,1420 34,2 0,8596 0,4660 1,1410 32,9 0,8541 0,4828 1,1419 30,0 33,2 0,8404 0,4789 1,1577 34,7 0,8473 0,4597 1,1566 33,4 0,8413 0,4763 1,1576 37,0 33,6 0,8304 0,4737 1,1704 35,0 0,8400 0,4559 1,1661 33,8 0,8314 0,4711 1,1709 56,0 34,2 0,8158 0,4660 1,1898 35,6 0,8258 0,4486 1,1853 34,4 0,8169 0,4652 1,1205 7,0 34,7 0,8040 0,4597 1,2013 36,3 0,8099 0,44101 1,2080 35,2	9,00	31,3	0,8914	0,5045	1,0990	32,8	0,8963	0,4841	1,0982	31,5	0,8921	0,5017	1,0989
17,0 32,2 0,8665 0,4921 1,1265 33,7 0,8724 0,4724 1,1255 32,4 0,8653 0,4855 1,1265 22,0 32,7 0,8532 0,4855 1,1420 34,2 0,8596 0,4660 1,1410 32,9 0,8541 0,4828 1,1419 30,0 33,2 0,8404 0,4789 1,1577 34,7 0,8473 0,4597 1,1566 33,4 0,8413 0,4763 1,1703 34,5 0,3814 0,4711 1,1769 35,3 0,8400 0,4559 1,1661 33,8 0,8240 0,4672 1,1799 56,0 34,2 0,8158 0,4660 1,1898 35,6 0,8258 0,4486 1,1853 34,4 0,8169 0,4642 1,1993 77,0 34,7 0,8040 0,4597 1,2061 36,1 0,8144 0,4425 1,2015 34,9 0,8052 0,4572 1,2059 87,0 34,9 0,7994 0,4547 1,2193 36,5 0,8055 0,4377 1,2146 35,3 0,7960 0,4522	13,0	32,0	0,8/19	0,4949	1,1203	33,4	0,8802	0,4703	1,1105	32,2	0,8727	0,4921	1,1202
22,0 32,7 0,8532 0,4855 1,1420 34,2 0,8596 0,4650 1,1410 32,9 0,8541 0,4828 1,1419 30,0 33,2 0,8404 0,4739 1,1577 34,7 0,8473 0,4597 1,1566 33,4 0,8413 0,4763 1,1576 37,0 33,6 0,8304 0,4737 1,1704 35,0 0,8400 0,4559 1,1666 13,8 0,8314 0,4711 1,1703 45,0 33,8 0,8254 0,4711 1,1769 35,3 0,8329 0,4522 1,1756 34,1 0,8409 0,4672 1,1799 56,0 34,2 0,8158 0,4660 1,1898 35,6 0,8258 0,4449 1,1950 34,7 0,8098 0,4597 1,2059 7,0 34,7 0,8040 0,4597 1,2061 36,1 0,8144 0,4425 1,2015 34,9 0,8052 0,4572 1,2158 99,0 35,1 0,7949 0,4547 1,2193 36,5 0,8055 0,4377 1,2146 35,3 0,7960 <td< td=""><td>17,0</td><td>32,2</td><td>0,8665</td><td>0,4921</td><td>1,1205</td><td>33,7</td><td>0,8724</td><td>0,4724</td><td>1,1255</td><td>32,4</td><td>0,8673</td><td>0,4895</td><td>1,1263</td></td<>	17,0	32,2	0,8665	0,4921	1,1205	33,7	0,8724	0,4724	1,1255	32,4	0,8673	0,4895	1,1263
30,0 33,2 0,8404 0,4789 1,1577 34,7 0,8473 0,4597 1,1566 33,4 0,8413 0,4763 1,1576 37,0 33,6 0,8304 0,4773 1,1704 35,0 0,8400 0,4559 1,1661 33,8 0,8314 0,4711 1,1703 45,0 33,8 0,8254 0,4711 1,1769 35,3 0,8329 0,4522 1,1756 34,1 0,8240 0,4672 1,1799 56,0 34,2 0,8158 0,4660 1,1898 35,6 0,8258 0,4486 1,1853 34,4 0,8169 0,4634 1,1896 66,0 34,5 0,8087 0,4622 1,1995 35,9 0,8189 0,4449 1,1950 34,7 0,8098 0,4597 1,2061 36,1 0,8144 0,4425 1,2015 34,9 0,8052 0,4572 1,2059 97,0 34,7 0,8040 0,4597 1,2103 36,5 0,8055 0,4377 1,2146 35,3 0,7960 0,4522 1,2191 Cpeqmetsbettremaa posoban marp	22,0	32,7	0,8532	0,4855	1,1420	34,2	0,8596	0,4660	1,1410	32,9	0,8541	0,4828	1,1419
37,0 33,6 0,8304 0,4737 1,1704 35,0 0,8400 0,4559 1,1661 33,8 0,8314 0,4711 1,1705 45,0 33,8 0,8254 0,4711 1,1769 35,3 0,8329 0,4522 1,1756 34,1 0,8240 0,4672 1,1799 56,0 34,2 0,8158 0,4660 1,1898 35,6 0,8258 0,4449 1,1950 34,7 0,8098 0,4597 1,1993 77,0 34,7 0,8040 0,4597 1,2061 36,1 0,8144 0,4425 1,2015 34,9 0,8052 0,4572 1,2158 99,0 35,1 0,7994 0,4547 1,2193 36,5 0,8055 0,4377 1,2146 35,3 0,7960 0,4522 1,2191 CpeqHeB3BettemeHHBA J030BBA HATPY3KA 1026 ± 34 KP (±3,3%) 1,000 2,612 1,0000 2,571 1,0000 2,531 1,0000 0,5969 1,0000 1,0000 0,6126 1,0000 2,571 1,0000 2,531 1,0000 0,5569 1,0246	30,0	33,2	0,8404	0,4789	1,1577	34,7	0,8473	0,4597	1,1566	33,4	0,8413	0,4763	1,1576
45,033,80,82540,47111,176935,30,83290,45221,175634,10,82400,46721,179956,034,20,81580,46601,189835,60,82580,44861,185334,40,81690,46341,189666,034,50,80870,46221,199535,90,81890,44491,195034,70,80980,45971,199377,034,70,80400,45971,206136,10,81440,44251,201534,90,80520,45721,205987,034,90,79940,45721,212736,30,80990,44011,208035,20,79830,45351,215899,035,10,79490,45471,219336,50,80550,43771,214635,30,79600,45221,2191Cpeqµeвзвешенная дозовая нагрузка 1026±34 кР (±3,3%)1,0002,61261,00002,5,71,00000,59011,00002,5,31,00000,59691,00001,992,520,96830,59861,02342,6,60,96620,57511,026026,150,96750,58251,02462,992,580,94570,58841,04122,7,10,94830,56701,040626,80,94400,57191,04373,992,6,20,93130,58171,053127,60,93120,55911,05542,7,30,92670,56381,0586<	37,0	33,6	0,8304	0,4737	1,1704	35,0	0,8400	0,4559	1,1661	33,8	0,8314	0,4711	1,1703
56,0 34,2 0,8158 0,4660 1,1898 35,6 0,8258 0,4486 1,1853 34,4 0,8169 0,4634 1,1896 66,0 34,5 0,8087 0,4622 1,1995 35,9 0,8189 0,4449 1,1950 34,7 0,8098 0,4597 1,1993 77,0 34,7 0,8040 0,4597 1,2061 36,1 0,8144 0,4425 1,2015 34,9 0,8052 0,4572 1,2059 87,0 34,9 0,7994 0,4577 1,2127 36,3 0,8099 0,4401 1,2080 35,2 0,7983 0,4535 1,2158 99,0 35,1 0,7949 0,4547 1,2193 36,5 0,8055 0,4377 1,2146 35,3 0,7960 0,4522 1,2191 Средневзвешенная дозовая нагрузка 1026±34 кP (±3,3%) 1,000 24,4 1,0000 0,6126 1,0000 25,7 1,0000 25,3 1,0000 0,5969 1,0000 1,99	45,0	33,8	0,8254	0,4711	1,1769	35,3	0,8329	0,4522	1,1756	34,1	0,8240	0,4672	1,1799
66,0 34,5 0,8087 0,4622 1,1995 35,9 0,8189 0,4449 1,1950 34,7 0,8098 0,4597 1,1993 77,0 34,7 0,8040 0,4597 1,2061 36,1 0,8144 0,4425 1,2015 34,9 0,8052 0,4572 1,2059 87,0 34,9 0,7994 0,4572 1,2127 36,3 0,8099 0,4401 1,2080 35,2 0,7983 0,4535 1,2158 99,0 35,1 0,7949 0,4547 1,2193 36,5 0,8055 0,4377 1,2146 35,3 0,7960 0,4522 1,2191 CpeqHeB3BetterHaa дозовая нагрузка 1026±34 кР (±3,3%) 1,00 24,4 1,0000 0,6126 1,0000 25,7 1,0000 0,5901 1,0000 25,3 1,0000 0,5865 1,0246 2,99 25,8 0,9457 0,5884 1,0412 27,1 0,9483 0,5670 1,0406 26,8 0,9440 0,5719 1,0437	56,0	34,2	0,8158	0,4660	1,1898	35,6	0,8258	0,4486	1,1853	34,4	0,8169	0,4634	1,1896
$\begin{array}{c ccccccccccccccccccccccccccccccccccc$	66,0	34,5	0,8087	0,4622	1,1995	35,9	0,8189	0,4449	1,1950	34,7	0,8098	0,4597	1,1993
87,034,90,79940,45721,212736,30,80990,44011,208035,20,79830,45351,215899,035,10,79490,45471,219336,50,80550,43771,214635,30,79600,45221,2191Средневзвешенная дозовая нагрузка 1026±34 кР (±3,3%)1,00000,61261,000025,71,00000,59011,000025,31,00000,59691,00001,9925,20,96830,59861,023426,60,96620,57511,026026,150,96750,58251,02462,9925,80,94570,58841,041227,10,94830,56701,040626,80,94400,57191,04373,9926,20,93130,58171,053127,60,93120,55911,055427,30,92670,56381,05866,9927,10,90040,56701,080428,40,90490,54671,079428,150,89880,55051,08428,9927,50,88730,56071,092628,90,88930,53911,094528,50,88770,54521,094911,027,90,87460,55441,105029,20,88010,53461,103729,00,87240,53761,110315,028,20,86520,54981,114329,60,86820,52871,116129,30,86350,53311,1196 <th< td=""><td>77,0</td><td>34,7</td><td>0,8040</td><td>0,4597</td><td>1,2061</td><td>36,1</td><td>0,8144</td><td>0,4425</td><td>1,2015</td><td>34,9</td><td>0,8052</td><td>0,4572</td><td>1,2059</td></th<>	77,0	34,7	0,8040	0,4597	1,2061	36,1	0,8144	0,4425	1,2015	34,9	0,8052	0,4572	1,2059
99,035,10,79490,45471,219336,50,80550,43771,214635,30,79600,45221,2191Средневзвешенная дозовая нагрузка 1026±34 кР (±3,3%)1,0024,41,00000,61261,000025,71,00000,59011,000025,31,00000,59691,00001,9925,20,96830,59861,023426,60,96620,57511,026026,150,96750,58251,02462,9925,80,94570,58841,041227,10,94830,56701,040626,80,94400,57191,04373,9926,20,93130,58171,053127,60,93120,55911,055427,30,92670,56381,05866,9927,10,90040,56701,080428,40,90490,54671,079428,150,89880,55051,08428,9927,50,88730,56071,092628,90,88930,53911,094528,50,88770,54521,094911,027,90,87460,55441,105029,20,88010,53461,103729,00,87240,53761,110315,028,20,86520,54981,114329,60,86820,52871,116129,30,86350,53311,119621,028,90,84430,53911,136430,30,84820,51861,137930,00,84330,52291,1415 <td>87,0</td> <td>34,9</td> <td>0,7994</td> <td>0,4572</td> <td>1,2127</td> <td>36,3</td> <td>0,8099</td> <td>0,4401</td> <td>1,2080</td> <td>35,2</td> <td>0,7983</td> <td>0,4535</td> <td>1,2158</td>	87,0	34,9	0,7994	0,4572	1,2127	36,3	0,8099	0,4401	1,2080	35,2	0,7983	0,4535	1,2158
Средневзвешенная дозовая нагрузка 1026 ± 34 кР ($\pm 3,3\%$) 1,00 24,4 1,000 0,6126 1,000 25,7 1,000 0,5901 1,000 25,3 1,000 0,5969 1,0000 1,99 25,2 0,9683 0,5986 1,0234 26,6 0,9662 0,5751 1,0260 26,15 0,9675 0,5825 1,0246 2,99 25,8 0,9457 0,5884 1,0412 27,1 0,9483 0,5670 1,0406 26,8 0,9440 0,5719 1,0437 3,99 26,2 0,9313 0,5817 1,0531 27,6 0,9312 0,5591 1,0554 27,3 0,9267 0,5638 1,0586 6,99 27,1 0,9004 0,5670 1,0804 28,4 0,9049 0,5467 1,0794 28,15 0,8988 0,5505 1,0842 8,99 27,5 0,8873 0,5607 1,0926 28,9 0,8893 0,5391 1,0945 28,5 0,8877 0,5452 1,0949 11,0 27,9 0,8746 0,5544 1,1050 29,2 0,8801 0,5346 1,1037 29,0 0,8724 0,5376 1,1103 15,0 28,2 0,8652 0,5498 1,1143 29,6 0,8682 0,5287 1,1161 29,3 0,8635 0,5331 1,1196 21,0 28,9 0,8443 0,5391 1,1364 30,3 0,8482 0,5186 1,1379 30,0 0,8433 0,5229 1,1415 30,0 29,4 0,8299 0,5317 1,1523 30,7 0,8371 0,5129 1,1505 30,5 0,8295 0,5157 1,1574 45,0 30,2 0,8079 0,5200 1,1781 31,5 0,8159 0,5017 1,1762 31,2 0,8109 0,5058 1,1800 67,0 30,8 0,7922 0,5114 1,1978 32,2 0,7981 0,4921 1,1990 32,0 0,7906 0,4949 1,2062 98,0 31,6 0,7722 0,5003 1,2245 33,0 0,7788 0,4815 1,2255 32,7 0,7737 0,4855 1,2295	99,0	35,1	0,7949	0,4547	1,2193	36,5	0,8055	0,4377	1,2146	35,3	0,7960	0,4522	1,2191
$ \begin{array}{c ccccccccccccccccccccccccccccccccccc$				Среди	невзвеше	нная до	зовая на	грузка 10	26±34 кI	P (±3,3%	()		
$ \begin{array}{c ccccccccccccccccccccccccccccccccccc$	1,00	24,4	1,0000	0,6126	1,0000	25,7	1,0000	0,5901	1,0000	25,3	1,0000	0,5969	1,0000
$ \begin{array}{c ccccccccccccccccccccccccccccccccccc$	1,99	25,2	0,9683	0,5986	1,0234	26,6	0,9662	0,5751	1,0260	26,15	0,9675	0,5825	1,0246
3,9926,20,93130,58171,053127,60,93120,55911,055427,30,92670,56381,05866,9927,10,90040,56701,080428,40,90490,54671,079428,150,89880,55051,08428,9927,50,88730,56071,092628,90,88930,53911,094528,50,88770,54521,094911,027,90,87460,55441,105029,20,88010,53461,103729,00,87240,53761,110315,028,20,86520,54981,114329,60,86820,52871,116129,30,86350,53311,119621,028,90,84430,53911,136430,30,84820,51861,137930,00,84330,52291,141530,029,40,82990,53171,152330,70,83710,51291,150530,50,82950,51571,157445,030,20,80790,52001,178131,50,81590,50171,176231,20,81090,50581,180067,030,80,79220,51141,197832,20,79810,49211,199032,00,79060,49491,206298,031,60,77220,50031,224533,00,77880,48151,225532,70,77370,48551,2295	2,99	25,8	0,9457	0,5884	1,0412	27,1	0,9483	0,5670	1,0406	26,8	0,9440	0,5719	1,0437
6,9927,10,90040,56701,080428,40,90490,54671,079428,150,89880,55051,08428,9927,50,88730,56071,092628,90,88930,53911,094528,50,88770,54521,094911,027,90,87460,55441,105029,20,88010,53461,103729,00,87240,53761,110315,028,20,86520,54981,114329,60,86820,52871,116129,30,86350,53311,119621,028,90,84430,53911,136430,30,84820,51861,137930,00,84330,52291,141530,029,40,82990,53171,152330,70,83710,51291,150530,50,82950,51571,157445,030,20,80790,52001,178131,50,81590,50171,176231,20,81090,50581,180067,030,80,79220,51141,197832,20,79810,49211,199032,00,79060,49491,206298,031,60,77220,50031,224533,00,77880,48151,225532,70,77370,48551,2295	3,99	26,2	0,9313	0,5817	1,0531	27,6	0,9312	0,5591	1,0554	27,3	0,9267	0,5638	1,0586
8,9927,50,88730,56071,092628,90,88930,53911,094528,50,88770,54521,094911,027,90,87460,55441,105029,20,88010,53461,103729,00,87240,53761,110315,028,20,86520,54981,114329,60,86820,52871,116129,30,86350,53311,119621,028,90,84430,53911,136430,30,84820,51861,137930,00,84330,52291,141530,029,40,82990,53171,152330,70,83710,51291,150530,50,82950,51571,157445,030,20,80790,52001,178131,50,81590,50171,176231,20,81090,50581,180067,030,80,79220,51141,197832,20,79810,49211,199032,00,79060,49491,206298,031,60,77220,50031,224533,00,77880,48151,225532,70,77370,48551,2295	6,99	27,1	0,9004	0,5670	1,0804	28,4	0,9049	0,5467	1,0794	28,15	0,8988	0,5505	1,0842
11,027,90,87460,55441,105029,20,88010,53461,103729,00,87240,53761,110315,028,20,86520,54981,114329,60,86820,52871,116129,30,86350,53311,119621,028,90,84430,53911,136430,30,84820,51861,137930,00,84330,52291,141530,029,40,82990,53171,152330,70,83710,51291,150530,50,82950,51571,157445,030,20,80790,52001,178131,50,81590,50171,176231,20,81090,50581,180067,030,80,79220,51141,197832,20,79810,49211,199032,00,79060,49491,206298,031,60,77220,50031,224533,00,77880,48151,225532,70,77370,48551,2295	8.99	27,5	0.8873	0,5607	1,0926	28,9	0.8893	0,5391	1,0945	28.5	0.8877	0,5452	1,0949
$ \begin{array}{c ccccccccccccccccccccccccccccccccccc$	11.0	27.9	0,8746	0,5544	1,1050	29.2	0,8801	0,5346	1,1037	29.0	0,8724	0,5376	1,1103
$ \begin{array}{c ccccccccccccccccccccccccccccccccccc$	15.0	28.2	0.8652	0.5498	1.1143	29.6	0.8682	0.5287	1.1161	29.3	0.8635	0.5331	1.1196
$ \begin{array}{c ccccccccccccccccccccccccccccccccccc$	21.0	28.9	0.8443	0.5391	1,1364	303	0.8482	0.5186	1,1379	30.0	0.8433	0.5229	1.1415
45,0 30,2 0,8079 0,5200 1,1781 31,5 0,8159 0,5017 1,1762 31,2 0,8109 0,5058 1,1800 67,0 30,8 0,7922 0,5114 1,1978 32,2 0,7981 0,4921 1,1990 32,0 0,7906 0,4949 1,2062 98,0 31,6 0,7722 0,5003 1,2245 33,0 0,7788 0,4815 1,2255 32,7 0,7737 0,4855 1,2295	30.0	29.4	0.8299	0.5317	1,1523	30.7	0.8371	0.5129	1.1505	30.5	0.8295	0.5157	1.1574
67,0 30,8 0,7922 0,5114 1,1978 32,2 0,7981 0,4921 1,1990 32,0 0,7906 0,4949 1,2062 98.0 31.6 0.7722 0.5003 1,2245 33.0 0.7788 0.4815 1,2255 32.7 0.7737 0.4855 1,2295	45.0	30.2	0.8079	0,5200	1 1781	31 5	0.8159	0 5017	1 1762	31.2	0.8109	0 5058	1 1800
98.0 31.6 0.7722 0.5003 1.2245 33.0 0.7788 0.4815 1.2255 32.7 0.7737 0.4855 1.2295	67.0	30.8	0 7922	0 5114	1 1 9 7 8	32.2	0 7981	0 4921	1 1 9 9 0	32.0	0 7906	0 4 9 4 9	1 2062
	98.0	31.6	0.7722	0.5003	1.2245	33.0	0.7788	0.4815	1,2255	32.7	0.7737	0.4855	1,2295

ı — — — — — — — — — — — — — — — — — — —												
t_w ,	Дозкомплект В1				Дозкомплект ДТС В2				Дозкомплект ДТС С1			
сут	$T_w, \%$	T_v/T_w	A_w	A_v/A_w	$T_w, \%$	T_v/T_w	A_w	A_v/A_w	$T_{w}, \%$	T_v/T_w	A_w	A_v/A_w
	Средневзвешенная дозовая нагрузка 1129±59 кР (±5,2%)											
1,00	22,85	1,0000	0,6411	1,0000	24,4	1,0000	0,6126	1,0000	24,2	1,0000	0,6162	1,0000
2,00	23,8	0,9601	0,6234	1,0284	25,3	0,9644	0,5969	1,0264	25,2	0,9603	0,5686	1,0294
2,99	24,35	0,9384	0,6135	1,0450	25,9	0,9421	0,5867	1,0442	25,8	0,9380	0,5884	1,0473
3,99	24,8	0,9214	0,6055	1,0587	26,25	0,9295	0,5809	1,0546	26,2	0,9237	0,5817	1,0593
7,00	25,7	0,8891	0,5901	1,0865	27,2	0,8971	0,5654	1,0834	27,1	0,8930	0,5670	1,0867
8,99	26,1	0,8755	0,5834	1,0990	27,55	0,8857	0,5599	1,0942	27,5	0,8800	0,5607	1,0990
11,0	26,5	0,8623	0,5768	1,1116	28,0	0,8714	0,5528	1,1081	27,9	0,8674	0,5544	1,1115
15,0	26,9	0,8494	0,5702	1,1243	28,4	0,8592	0,5467	1,1206	28,3	0,8551	0,5482	1,1240
21,0	27,6	0,8279	0,5591	1,1467	29,1	0,8385	0,5361	1,1427	29,0	0,8345	0,5376	1,1462
30,0	28,1	0,8132	0,5513	1,1629	29,6	0,8243	0,5287	1,1587	29,5	0,8203	0,5302	1,1622
45,0	28,8	0,7934	0,5406	1,1859	30,3	0,8053	0,5186	1,1814	30,3	0,7987	0,5186	1,1883
67,0	29,5	0,7746	0,5302	1,2092	31,0	0,7871	0,5086	1,2044	30,9	0,7832	0,5100	1,2081
98,0	30,3	0,7541	0,5186	1,2363	31,8	0,7673	0,4976	1,2312	31,7	0,7634	0,4989	1,2350

Окончание табл. 1

Формализация Т-фединг-коррекции

На рис. 1 представлены графические отображения функциональных зависимостей T_v/T_w от t_w для дозиметров комплекта В1, построенные с использованием соответствующей частной выборки данных из табл. 1. Маркерами на рисунке отмечены численные значения отношений T_v/T_w из табл. 1. Сплошными линиями на рисунке показаны аппроксимационные решения, полученные с использованием Excelинструментария в процессе поиска функциональной связи между T_v/T_w и t_w в форме степенной зависимости вида $T_v/T_w = Ct_w^{-\beta}$. В подрисуночной подписи обозначение Т (используемое в спектрофотометрических измерениях при представкоэффициента светопропускания лении в процентном формате) дополнено обозначением τ (принятое в физической литературе для представления коэффициента светопропускания в числовой форме; см., например, [9], пропускания коэффициент). Математически более приемлемо использование числовой формы τ_w и τ_v при поиске функциональной зависимости показателя степени β от коэффициента светопропускания.

Аналогичная *Excel*-обработка была использована также для частных выборок T_v/T_w дозкомплектов B2 и C1. Генеральная выборка результатов поиска аппроксимационных решений для функциональной зависимости T_v/T_w от t_w , включающая в себя фединг-независимые значения коэффициента светопропускания τ_v , формализм функциональной связи в аналитическом виде и достоверность аппроксимации R^2 для всех трех индивидуализированных дозкомплектов, представлена в табл. 2.

На рис. 2 представлено графическое отображение функциональной зависимости показателя степени β от коэффициента светопропускания τ_v , построенное с использованием соответствующих данных табл. 2. Маркерами на рисунке отмечены численные значения показателя степени β из графы таблицы «Функционал». Сплошной линией на рисунке отображено аппроксимационное решение, полученное с использованием *Excel*-инструментария в процессе поиска функциональной связи между β и τ_v в полиномиальной форме в виде соотношения:

$$\beta = 0,3027\tau_{\nu}^2 - 0,4004\tau_{\nu} + 0,1376 \quad (1)$$

при достоверности аппроксимации $R^2 = 0,9967.$



Рис. 1. Графические отображения функциональных зависимостей T_v/T_w от t_w для дозкомплекта B1: $-\tau_v = 0,5760$, $-\tau_v = 0,4755$, $-\tau_v = 0,3870$, $-\tau_v = 0,3280$, $-\tau_v = 0,2790$, $-\tau_v = 0,2440$, $-\tau_v = 0,2285$



Рис. 2. Графическое отображение функциональной зависимости показателя степени β от коэффициента светопропускания τ_ν: • – дозкомплект B1, • – дозкомплект B2, • – дозкомплект C1, — – *Excel*-аппроксиманта

ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2023, вып. 4

Таблица 2

Дозкомплект	τ_v	Функционал	R^2
	0,5760	$T_v/T_w = 1,0003t_w^{-0,0072}$	0,9971
	0,4755	$T_v/T_w = 1,0032t_w^{-0,0155}$	0,9950
	0,3870	$T_v/T_w = 1,0009t_w^{-0,0282}$	0,9979
B1	0,3280	$T_v/T_w = 0,9993t_w^{-0,0362}$	0,9944
	0,2790	$T_v/T_w = 0,9992t_w^{-0,0505}$	0,9985
	0,2440	$T_v/T_w = 1,005 1 t_w^{-0.0569}$	0,9989
	0,2285	$T_v/T_w = 1,0019t_w^{-0,0616}$	0,9982
	0,5890	$T_v/T_w = 1,0010t_w^{-0,0069}$	0,9934
	0,4870	$T_v/T_w = 1,0026t_w^{-0,0150}$	0,9961
	0,4040	$T_v/T_w = 1,0003t_w^{-0.0268}$	0,9987
B2	0,3410	$T_v/T_w = 0,9976t_w^{-0,0345}$	0,9946
	0,2940	$T_v/T_w = 0,9987 t_w^{-0,0475}$	0,9985
	0,2570	$T_v/T_w = 1,0037t_w^{-0.0545}$	0,9989
	0,2440	$T_v/T_w = 1,0037t_w^{-0.0580}$	0,9993
	0,5710	$T_v/T_w = 0,9993t_w^{-0,0073}$	0,9916
	0,4785	$T_v/T_w = 1,0024t_w^{-0.0148}$	0,9962
	0,3910	$T_v/T_w = 1,0006t_w^{-0,0287}$	0,9974
C1	0,3310	$T_v/T_w = 0,9989t_w^{-0,0364}$	0,9957
	0,2810	$T_v/T_w = 0,9981t_w^{-0,0500}$	0,9986
	0,2530	$T_v/T_w = 1,0028t_w^{-0.0563}$	0,9992
	0,2420	$T_v/T_w = 1,0006t_w^{-0.0588}$	0,9997

Excel-annpoксиманты для частных выборок T_v/T_w дозкомплектов B1, B2, C1

Исходя из допустимости, на основании данных табл. 2, принятия функциональной связи между τ_w и τ_v в виде $\tau_v = \tau_w t_w^{-\beta}$, установления функциональной связи между β и τ_v в форме (1) и необходимости в большинстве практических ситуаций поиска недоступных для измерения значений τ_v по измеренным $\tau_w \neq \tau_v$, предлагается в качестве *T*-фединг-формализма принять следующую рекуррентную процедуру: $\begin{aligned} \tau_{\nu_{1}} &= \tau_{w}, \qquad \beta_{1} = 0,3027\tau_{\nu_{1}}^{2} - 0,4004\tau_{\nu_{1}} + 0,1376; \\ \tau_{\nu_{2}} &= \tau_{w}t_{w}^{-\beta_{1}}, \quad \beta_{2} = 0,3027\tau_{\nu_{2}}^{2} - 0,4004\tau_{\nu_{2}} + 0,1376; \\ \dots & \dots & \dots \\ \tau_{\nu_{6}} &= \tau_{w}t_{w}^{-\beta_{5}}, \end{aligned}$

ограничив процедуру поиска τ_v по результатам практической апробации шестью шагами.

Рекуррентная процедура (2) легко реализуется в *Excel*-среде. Вариант *Excel*- шаблона, использованного нами при апробации предлагаемого формализма Т-фединг-коррекции, приводится на рис. 3. Работа с шаблоном на практике сводится к замене численных величин фединг-интервала t_w , выражаемого в сут, и соответствующего ему коэффициента светопропускания Т_w, выражаемого в %. Переход из процентного формата T_w в числовой τ_w осуществляется автоматически за счет соответствующего программирования ячейки СЗ. Пошаговое определение величин т_{у.} осуществляется по процедуре (2) за счет соответствующего программирования ячеек от В6 до G8. Ячейка с итоговым значением τ_{ν6} выделена цветом. Численные значения величин в неокрашенных ячейках сегмента ПОЛУЧЕНО позволяют оценить сходимость рекуррентной процедуры в каждом конкретном случае. Параметры а, b, c представляют собой соответствующие численные коэффициенты из (1); относятся, по сути, к категории редкоизменяемых, но их присутствие в шаблоне удобно при его формировании, с одной стороны, и полезно при потребности в их редкой замене, с другой.

Формализация А-фединг-коррекции

На рис. 4 представлены графические отображения функциональных зависимостей A_v/A_w от t_w для дозиметров комплекта В1, построенные с использованием соответствующей частной выборки данных из табл. 1. Маркерами на рисунке отмечены численные значения отношений A_v/A_w из табл. 1. Сплошным линиям на рисунке соответствуют аппроксимационные решения, полученные с использованием *Excel*инструментария в процессе поиска функциональной связи между A_v/A_w и t_w в форме степенной зависимости вида $A_v/A_w = Ct_w^\beta$.

Аналогичная *Excel*-обработка была использована также для частных выборок A_v/A_w дозкомплектов B2 и C1. Генеральная выборка результатов поиска аппроксимационных решений для функциональной зависимости A_v/A_w от t_w , включающая в себя фединг-независимые значения оптической плотности A_v , формализм функциональной связи в аналитическом виде и достоверность аппроксимации R^2 для всех трех индивидуализированных

¢	А	В	С	D	Е	F	G			
1	ДАНО									
2	<i>t</i> _w , сут	$T_{w}, %$	$ au_w$		а	b	С			
3	98,0	30,3	0,3030		0,3027	0,4004	0,1376			
4	ПОЛУЧЕНО									
5	s, шаг	1	2	3	4	5	6			
6	$ au_{v_s}$	0,3030	0,2476	0,2333	0,2294	0,2284	0,2281			
7	β_s	0,0441	0,0570	0,0607	0,0617	0,0619	0,0620			
8	$t_w^{-\beta_s}$	0,8170	0,7699	0,7572	0,7537	0,7527	0,7525			

Рис. 3. *Excel*-шаблон фединг-коррекции коэффициента светопропускания в числовом формате τ_w , ориентированный на использование спектрофотометрических данных измерения коэффициента светопропускания *T* в процентном формате



Рис. 4. Графические отображения функциональных зависимостей A_v/A_w от t_w для дозкомплекта B1: - $A_v = 0,2396$, - $A_v = 0,3228$, - $A_v = 0,4123$, - $A_v = 0,4841$, - $A_v = 0,5544$, - $A_v = 0,6126$, - $A_v = 0,6411$

дозкомплектов, представлена в табл. 3. На рис. 5 представлено графическое отображение функциональной зависимости показателя степени β от оптической плотности A_{ν} , построенное с использованием соответствующих данных табл. 3. Маркерами на рисунке отмечены численные значения показателя степени β из графы таблицы «Функционал», сплошной линией – аппроксимационное решение, полученное с использованием *Excel*-инструментария в процессе поиска функциональной связи между β и A_{ν} в полиномиальной форме в виде следующего соотношения:

$$\beta = -0,0962A_{\nu}^{2} + 0,1684A_{\nu} - 0,0214 \qquad (3)$$

при достоверности аппроксимации $R^2 = 0.9878$.

Исходя из допустимости, на основании данных табл. 3, принятия функциональной связи между A_w и A_v в виде $A_v = A_w t_w^\beta$, установления функциональной связи между β и A_v в форме (3) и необходимости в большинстве практических ситуаций поиска недоступных для измерения значения A_v по измеренным $A_w \neq A_v$, предлагается в качестве *A*-фединг-формализма принять следующую рекуррентную процедуру:

ограничив процедуру поиска A_v по результатам практической апробации шестью шагами.

Таблица 3

Дозкомплект	A_{v}	Функционал	R^2
	0,2396	$A_{v}/A_{w} = 0,9991t_{w}^{0,0135}$	0,9972
	0,3228	$A_{\nu}/A_{\omega} = 0,9947t_{\omega}^{0,0218}$	0,9931
	0,4123	$A_v / A_w = 0,9970 t_w^{0,0320}$	0,9978
B1	0,4841	$A_v / A_w = 0,9986 t_w^{0,0351}$	0,9964
	0,5544	$A_v / A_w = 0,9971 t_w^{0.0439}$	0,9989
	0,6126	$A_v / A_w = 0,9928 t_w^{0.0445}$	0,9971
	0,6411	$A_v / A_w = 0,9948 t_w^{0.0463}$	0,9984
	0,2299	$A_v / A_w = 0,9977 t_w^{0.0135}$	0,9928
	0,3125	$A_v / A_w = 0,9954 t_w^{0,0218}$	0,9948
	0,3936	$A_v / A_w = 0,9977 t_w^{0,0319}$	0,9987
B2	0,4672	$A_{v}/A_{w} = 1,0002t_{w}^{0.0348}$	0,9967
	0,5317	$A_v / A_w = 0,9977 t_w^{0.0430}$	0,9992
	0,5901	$A_v / A_w = 0,9937 t_w^{0.0443}$	0,9969
	0,6126	$A_v / A_w = 0,9936 t_w^{0.0456}$	0,9976
	0,2434	$A_v / A_w = 1,0009 t_w^{0,0135}$	0,9923
	0,3201	$A_{\nu}/A_{w} = 0,9958t_{w}^{0,0210}$	0,9947
	0,4078	$A_v / A_w = 0,9974 t_w^{0,0330}$	0,9976
C1	0,4802	$A_v / A_w = 0,9988 t_w^{0,0358}$	0,9973
	0,5513	$A_v / A_w = 0,9980 t_w^{0,0437}$	0,9990
	0,5969	$A_v / A_w = 0,9943 t_w^{0,0453}$	0,9979
	0,6162	$A_v / A_w = 0,9958 t_w^{0,0460}$	0,9986
0.05	1		
0.04	S		
0,04		19 19	
0,03 5			
0,02			
0,01	20		
0.00			
,,,0	,20 0,25 0,3	$\begin{array}{cccccccccccccccccccccccccccccccccccc$	5

Excel-аппроксиманты для частных выборок A_v/A_w дозкомплектов B1, B2, C1



ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2023, вып. 4

Рекуррентная процедура (4) легко реализуется в *Excel*-среде. Вариант *Excel*шаблона, использованного нами при апробации предлагаемого формализма А-фединг-коррекции, приводится на рис. 6. Работа с шаблоном на практике сводится к замене численных величин фединг-интервала t_w, выражаемого в сут, и соответствующего ему коэффициента светопропускания T_w, выражаемого в %. Переход от Т_w к А_w осуществляется автоматически путем программирования ячейки СЗ на расчет по соотношению $A_w = lg(100\%/T_w)$. Пошаговое определение величин А_{v_s} осуществляется по процедуре (4) за счет соответствующего программирования ячеек от В6 до G8. Ячейка с итоговым значением А_{v6} выделена цветом. Численные значения величин в неокрашенных ячейках сегмента ПОЛУЧЕНО позволяют оценить сходимость рекуррентной процедуры в каждом конкретном случае. Параметры а, b, c представляют собой соответствующие численные коэффициенты из (3); относятся, по сути, к категории редкоизменяемых, но их присутствие в шаблоне удобно при его формировании, с одной стороны, и полезно при потребности в их редкой замене, с другой.

Результаты применения предлагаемого формализма *Т-А*-фединг-коррекции

Непосредственное качество коррекции оптических параметров твердотельных стеклянных дозиметров определяется уровнем отклонения откорректированных значений τ_{v_6} и A_{v_6} от корректио (в рамках паспортных предписаний) измеренных значений τ_v и A_v . Опосредованное качество коррекции определяется уровнем отклонения дозовых показаний $D(\tau_{v_6})$ и $D(A_{v_6})$ от дозовых показаний $D(\tau_v)$ и $D(A_v)$.

Были использованы четыре основные формы единичного относительного отклонения в процентном формате:

 $-\delta(\tau_v) = 100(\tau_{v_6} - \tau_v)/\tau_v$ % для коэффициента светопропускания т;

 $-\delta \left[D(\tau_{\nu}) \right] = 100 \left[D(\tau_{\nu_{6}}) - D(\tau_{\nu}) \right] / D(\tau_{\nu})\%$

для дозового показания, определенного с прямым использованием корректно измеренного и откорректированного значений коэффициента светопропускания τ_v и τ_{v_6} ;

 $-\delta(A_v) = 100(A_{v_6} - A_v)/A_v\%$ для оптической плотности *A*;

¢	А	В	С	D	Е	F	G			
1	ДАНО									
2	t _w , cym	$T_w, \%$	A_w		а	b	С			
3	98,0	30,3	0,5186		0,0962	0,1684	0,0214			
4	ПОЛУЧЕНО									
5	<i>s</i> , шаг	1	2	3	4	5	6			
6	A_{v_s}	0,5186	0,6231	0,6408	0,6433	0,6436	0,6437			
7	β _s	β _s 0,0401		0,0470	0,0471	0,0471	0,0471			
8	$t_w^{\beta_s}$	1,2016	1,2358	1,2405	1,2412	1,2412	1,2413			

Рис. 6. *Excel*-шаблон фединг-коррекции оптической плотности A_w , определенной как lg(100/T)

 $-\delta \left[D(A_{\nu}) \right] = 100 \left[D(A_{\nu_{6}}) - D(A_{\nu}) \right] / D(A_{\nu}) \%$

для дозового показания, определенного с прямым использованием корректно определенного и откорректированного значений оптической плотности A_v и A_{v_6} .

Из табл. 1 для каждого индивидуализированного дозкомплекта очевидным образом следует наличие семи независимых корректно измеренных значений τ_v и A_v , соответствующих семи уровням дозового воздействия. С учетом различия в количестве измерений для различающихся уровней дозового воздействия и исключения числа корректно выполненных измерений $(t_w \approx 1 \text{ сут})$ для каждого индивидуализированного дозкомплекта могут быть образованы три массива независимых относительных отклонений б по 15 значений в каждом (101,7; 383,8; 810,2 кР), три массива по 12 независимых значений б в каждом (211,2; 1026; 1129 кР) и один массив из 13 значений б (579,5 кР). Суммарное количество независимых значений б на один дозкомплект – 94; суммарное количество б на три дозкомплекта – 282.

В качестве обобщенной характеристики определенным образом сформированного массива δ было использовано среднее квадратичное отклонение СКО =

 $=\sqrt{\sum_{i=1}^{n}\delta_{i}^{2}/(n-1)}$ (см., например, [8]). С уче-

том структуры генеральной выборки экспериментальных данных для каждого базового параметра – τ_v , $D(\tau_v)$, A_v , $D(A_v)$ – были сформированы 32 специализированных массива независимых относительных отклонений δ :

– для каждого индивидуального дозкомплекта семь массивов δ по числу уровней дозового воздействия и один объединенный по всем дозовым уровням «Комби 7»; общее количество – 24;

 – для совокупности дозкомплектов семь массивов δ по числу уровней дозового воздействия и один объединенный по всем дозовым уровням «Комби 7»; общее количество – 8.

Полученные вышеизложенным образом результаты представлены в табл. 4.

Таблица 4

	VOMBER	Средневзвешенное дозовое воздействие, кР								
Параметр	ROMINERI	101,7	211,2	383,8	579,5	810,2	1026	1129	Комби 7	
	дозиметров	Значение параметра, %								
СКО τ _ν	B1	0,12	0,50	0,23	1,16	0,67	1,06	0,41	0,66	
	B2	0,13	0,23	0,70	0,66	0,90	0,61	0,50	0,58	
	C1	0,13	0,52	0,61	0,78	0,79	0,33	0,22	0,53	
	B1+B2+C1	0,13	0,42	0,54	0,87	0,77	0,71	0,38	0,59	
CKO $D(\tau_v)$	B1	0,55	1,67	0,60	2,61	1,27	1,87	0,69	1,42	
	B2	0,64	0,82	1,93	1,58	1,84	1,16	0,90	1,34	
	C1	0,59	1,76	1,61	1,78	1,54	0,61	0,38	1,28	
	B1+B2+C1	0,58	1,44	1,46	1,99	1,53	1,28	0,67	1,34	
СКО А,	B1	0,14	1,03	0,33	1,12	0,38	1,27	0,87	0,78	
	B2	0,31	0,59	0,56	0,63	0,60	0,89	0,86	0,62	
	C1	0,21	1,07	0,50	0,76	0,47	0,63	0,53	0,61	
	B1+B2+C1	0,23	0,90	0,46	0,84	0,48	0,94	0,75	0,67	
CKO $D(A_v)$	B1	0,34	2,55	0,82	2,79	0,93	3,16	2,16	1,94	
	B2	0,79	1,52	1,42	1,61	1,51	2,26	2,19	1,59	
	C1	0,51	2,68	1,24	1,91	1,16	1,59	1,33	1,51	
	B1+B2+C1	0,57	2,24	1,16	2,10	1,19	2,36	1,88	1,69	

Избранные показатели апробационной фединг-коррекции

Исходя из достаточно высокого уровня репрезентативности исходных экспериментальных данных, на основании представленного в табл. 4 можно ожидать обеспечения уровня дополнительной погрешности от 3% и менее в дозовых показаниях детекторов СО ПД (ДТС)-0.05/10 в измерительном диапазоне от 100 кР до 1 МР при проведении оптических измерений в постоблучательном интервале до 100 сут и использовании предлагаемых форм *T-А*фединг-коррекции, с устойчивой предпочтительностью *T*-фединг-коррекции.

Заключение

По репрезентативной выборке экспериментальных данных формализована и апробирована рекуррентная процедура федингкоррекции результатов оптических показаний твердотельных стеклянных дозиметров СО ПД (ДТС), полученных в постоблучательный интервал измерений сверх 1 сут до 100 сут, для измерительного диапазона экспозиционных доз от 100 кР до 1 МР.

По результатам анализа с использованием среднеквадратичных относительных отклонений откорректированных и корректно измеренных значений коэффициента светопропускания и оптической плотности дополнительная погрешность, обусловленная процедурой фединг-коррекции, оценена как не превышающая уровня 3%. Уровень дополнительной фединг-погрешности в дозовых показаниях исследованных детекторов практически не зависит от используемого типа фединг-коррекции при незначительной, но устойчивой предпочтительности использования фединг-коррекции коэффициента светопропускания.

Список литературы

1. Генералова В. В., Гурский М. Н. Дозиметрия в радиационной технологии. – Москва: Издательство стандартов, 1981, 184 с.

2. Бриксман Б. А., Генералова В. В., Крамер-Агеев Е. А., Трошин В. С. Внутриреакторная дозиметрия. Практическое руководство. – Москва: Энергоатомиздат, 1985, 200 с.

3. Кошелев А. С., Тарасова Е. Ю., Лапин П. Е., Никифоров А. Е. Фединг-коррекция твердотельных стеклянных дозиметров гамма-излучения типа СО ПД (ДТС)-0.05/10 в интервале постоблучательных измерений от 1 до 100 суток // Вопросы атомной науки и техники, сер. Физика ядерных реакторов, 2019, вып. 2, с. 175–189.

4. Алейкин В. В., Генералова В. В., Громов А. А. и др. Государственный первичный специальный эталон единицы мощности поглощенной дозы интенсивного фотонного, электронного и бетаизлучений для радиационных технологий ГЭТ 209-2014 // Альманах современной метрологии, 2015, № 5, с. 57–74.

5. Кошелев А. С., Хоружий В. Х. Влияние спектра гамма-квантов на величину поглощенной дозы в материалах различного элементного состава // Вопросы атомной науки и техники, сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 1, с. 17–27.

6. Власов А. Д., Мурин Б. П. Единицы физических величин в науке и технике. Справочник. – Москва: Энергоатомиздат, 1990, 176 с.

7. Завьялов Н. В., Тельнов А. В., Хохлов Ю. А. и др. Промышленный линейный ускоритель электронов ЛУ-10-20 // Вопросы атомной науки и техники, сер. Ядерно-физические исследования, 1997, вып. 2, 3 (29,30), т. 1, с. 39–41.

8. Брянский Л. Н., Дойников А. С. Краткий справочник метролога. Справочник. – Москва: Издательство стандартов, 1991, 79 с.

9. Физическая энциклопедия. – Москва: Большая Российская энциклопедия. 1994. Т. 4, 704 с.

Контактная информация – Тарасова Елена Юрьевна, зам. начальника науч.-исслед. отделения, РФЯЦ-ВНИИЭФ, e-mail: otd4@expd.vniief.ru

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2023, вып. 4, с. 56–69.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК НЕЙТРОННОГО ПОЛЯ ИЯР ИГРИК-2 НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННЫМ МЕТОДОМ

А. Р. Бафаев, В. И. Литвин, А. А. Кузинская, Л. С. Ершова

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», 456770, г. Снежинск Челябинской обл., ул. Васильева, 13

Статья поступила в редакцию 20.07.23, после доработки – 25.07.23, принята к публикации 26.07.2023

Нейтронно-активационным методом измерены энергетические спектры нейтронов в экспериментальном канале, в окне и за биологической защитой активной зоны импульсного ядерного реактора ИГРИК-2. Использовано около 15 активационных детекторов нейтронов. Восстановление спектров нейтронов выполнено методом минимизации направленного расхождения. Приведено сравнение основных интегральных характеристик нейтронного поля с численными расчетами метода Монте-Карло.

Ключевые слова: импульсный ядерный реактор, восстановление спектра, нейтронно-активационный метод.

Determination of the characteristics of neutron field of the IGRIK-2 reactor by the neutron activation method. A. R. Baphaev, V. I. Litvin, A. A. Kuzinskaya, L. S. Ershova (FSUE «RFNC-VNIITF», 456770, Snezhinsk, Chelyabinsk region, Vasilyev street, 13). The energy spectra of neutrons in the experimental channel, in the window and behind the biological protection of the core of the IGRIK-2 pulse nuclear reactor were measured by the neutron-activation method. About 15 neutron activation detectors were used. Restoration of neutron spectra is performed by minimizing directional discrepancy. A comparison of the main integral characteristics of the neutron field with numerical calculations of the Monte Carlo method is given.

Key words: pulse nuclear reactor, spectrum restoration, neutron activation method.

DOI 10.53403/02054671_2023_4_70 EDN: JWGZZM

Введение

В РФЯЦ-ВНИИТФ создается исследовательский ядерный реактор (ИЯР) ИГРИК-2, являющийся мощным источником импульсного гамма-нейтронного излучения. Топливом реактора ИГРИК-2 является раствор уранилсульфата в легкой воде. Отличительной особенностью реактора, заложенной при его проектировании, является наличие сквозного центрального канала для облучения образцов размерами до 390 мм, в котором создается максимальный флюенс нейтронов. Одной из основных характеристик, определяющей свойства импульсного ядерного реактора как источника излучения, является пространственно-энергетическое распределение поля нейтронов утечки. Определение данной характеристики включает в себя восстановление спектров нейтронов в канале активной зоны (АЗ), в боковом окне и за биологической защитой (БЗ) реактора.

В данной работе приведены результаты экспериментальных исследований спектров реактора ИГРИК-2 и их сравнение с численными расчетами по методу Монте-Карло.

Постановка эксперимента

Одним из основных методов определения пространственно-энергетических характеристик нейтронного поля является метод нейтронно-активационных измерений. Это обусловлено следующими особенностями:

 возможностью измерения спектра и флюенса нейтронов во всем энергетическом интервале;

 возможностью воспроизведения и сохранения основных параметров нейтронных активационных детекторов (ДНА) при многократном их использовании;

 высокой эффективностью регистрации нейтронов при небольших размерах самих ДНА, что позволяет проводить измерения без искажения нейтронного поля;

 низкой чувствительностью к другим видам излучения.

Условно метод можно разделить на две части: экспериментальное измерение чисел реакции (или активационных интегралов) облученных ДНА и расчет характеристик нейтронного излучения по его результатам. Задача по измерению активационных интегралов облученных ДНА в настоящее время решена достаточно хорошо, и продолжающиеся работы в этом направлении касаются только повышения точности результатов [1–4].

Сущность второй части метода заключается в восстановлении энергетического спектра нейтронов F(E) и сводится к решению системы интегральных уравнений вида

$$Q_i = \int_0^\infty \sigma_i(E) \cdot F(E) dE, \quad i = 1, \dots, N,$$

где Q_i – число реакций на ядро изотопамишени *i*-го ДНА, измеренное с погрешностью $\delta Q_i(1\sigma)$; $\sigma_i(E)$ – сечение активации *i*-го ДНА в исследуемом нейтронном поле; E – энергия нейтронов; *i* – номер ДНА; N – число ДНА, используемых в измерении нейтронного поля. Задача (1), как известно, относится к классу некорректно поставленных задач, ее можно рассматривать как эффективно недоопределенную и, следовательно, не имеющую однозначного решения [1, 5]. Для обеспечения ее корректного решения используется дополнительная, априорная информация об исследуемом спектре нейтронов.

В качестве априорной информации при определении нейтронного спектра ИЯР ИГРИК-2 использовалось начальное приближение, рассчитанное с учетом конструкции реактора в программе ПРИЗМА-Д по методу Монте-Карло. Применение подобных расчетов делает метод активационных измерений более точным и в меньшей степени зависимым как от числа используемых ДНА, так и от субъективных предположений о характере искомого спектра.

Для восстановления энергетического спектра ИЯР ИГРИК-2 применялся подход с использованием обобщенного алгоритма метода минимизации направленного расхождения. На практике он реализован в программе «Neutron Spectrum N-Spline» (NSpNSpl) на языке Matlab, разработанной в РФЯЦ-ВНИИТФ [6]. В программе нейтронный спектр представляется в виде специализированного «нейтронного» сплайна с базовыми функциями вида [7]

$$N_{k}(E) = A_{k}E^{qk}e^{(r_{k}E)} = \exp(a_{k} + q_{k}\ln E + r_{k}E),$$

$$E_{k} \le E \le E_{k+1}, \quad k = 1, ..., M,$$

где E_k , k = 1, ..., M+1 – заданные узлы сплайна, а величины a_k , q_k , r_k являются его параметрами и находятся из условий, накладываемых на N(E).

Также в программе *NSpNSpl* рассчитывались такие функционалы нейтронного спектра, как флюенс нейтронов $F_{E>0}$, средняя энергия нейтронов в спектре E_s , среднее сечение реакции ⁵⁸Ni(n, p)⁵⁸Co по детектору-монитору из никеля по всему
диапазону спектра $\sigma_{E>0}^{\mathrm{Ni}}$ и выше 0,1 МэВ $\sigma_{E>0,1}^{\mathrm{Ni}}$.

Измерения энергетических спектров нейтронов проводили в серии пусков реактора. Режимы облучения – импульсный и статический. Энерговыделение в активной зоне реактора составляло 20–40 МДж.

Для исследований использовали набор ДНА из 15 активационных детекторов, который должен обеспечить информацию о спектре нейтронов в диапазоне энергий от 0,025 эВ до 14 МэВ. Для регистрации тепловых и резонансных нейтронов использованы активационные детекторы из аттестованных наборов АКН-Т. ДНА из золота, лантана и натрия сделаны на основе сплавов этих элементов с алюминием. ДНА из кобальта и меди изготовлены из тонких металлических фольг.

Для регистрации быстрых нейтронов использовали пороговые детекторы из индия, железа, ниобия, цинка, магния, циркония и алюминия. Эти ДНА изготовлены в РФЯЦ-ВНИИТФ в форме металлических дисков с диаметром 20 мм и толщиной 1–2 мм.

Для облучения в нейтронном поле ИЯР ИГРИК-2 активационные детекторы собирали в три комплекта по 2 сборки в каждом. Одна из двух сборок ДНА размещалась в контейнер из кадмия Cd с толщиной стенок 1 мм. В сборку толщиной не более 10 мм входило от 5 до 8 активационных детекторов. Для контроля неоднородности поля излучения каждая сборка содержала детектор-монитор из никеля. В дальнейшем при расчетах каждый активационный интеграл нормировался на показания детектора-монитора.

Комплекты ДНА устанавливали на уровне 610 мм от основания корпуса реактора в центре канала АЗ, в 50 мм от поверхности окна в биологической защите АЗ реактора и в 50 мм от поверхности корпуса АЗ (за 100-миллиметровой свинцовой биологической защитой). Конструктивный вид АЗ реактора и расположение комплектов ДНА в местах облучения представлены на рис. 1. ДНА снимали с точек облучения через 3 суток после пуска реактора и измеряли наведенную активность на двух радиометрических установках: спектрометрерадиометре цифровом гамма- и рентгеновского излучения *DigiDart-32* на основе полупроводникового детектора из особочистого германия *GMX-45P483SMN* и установке спектрометрической рентгеновского и гамма-излучения сцинтилляционной *DigiBase-E*.

Активационные интегралы рассчитывали нейтронно-активационным методом по соотношению [4]

$$Q = \frac{A_T C_{\lambda}}{n_{nucl}\lambda}$$

где A_T – измеренная в момент времени T активность активационного детектора (ДНА); C_{λ} – поправка на распад продукта реакции во время облучения и выдержки



Рис. 1. Конструктивный вид АЗ ИЯР ИГРИК-2 с расположением ДНА: 1 – корпус реактора, 2 – биологическая защита, 3 – окно биологической защиты, 4 – основание корпуса реактора, 5 – комплект ДНА в канале реактора, 6 – комплект ДНА в окне биологической защиты реактора, 7 – комплект ДНА за биологической защитой реактора

ДНА до измерения его активности; λ – постоянная распада радионуклида продукта реакции; *n_{nucl}* – число ядер изотопамишени.

Результаты экспериментальных измерений чисел реакций Q_{exp} приведены в табл. 1. Данные нормированы на число

реакций детектора-монитора. При измерениях в боковом окне и за биологической защитой реактора из-за слабой активации некоторых индикаторов набор ДНА был сокращен. Погрешность активационных интегралов оценивалась в пределах 2,5–5% (1 σ).

Таблица 1

Doorwing or Tupounu	$Q_{ m exp}$						
геакция активации	Канал	Окно	БЗ				
197 Au $(n, \gamma)^{198}$ Au*	$1,26 \cdot 10^3$	$6,99 \text{E} \cdot 10^2$	$1,02 \cdot 10^{3}$				
197 Au $(n,\gamma)^{198}$ Au	$1,43 \cdot 10^3$	$7,43 \cdot 10^2$	$1,05 \cdot 10^{3}$				
139 La(<i>n</i> , γ) ¹⁴⁰ La*	$1,01 \cdot 10^{1}$	—	—				
139 La(<i>n</i> , γ) ¹⁴⁰ La	$2,21 \cdot 10^{1}$	—	—				
59 Co(<i>n</i> , γ) 60 Co*	$6,62 \cdot 10^{1}$	$4,47 \cdot 10^{1}$	—				
59 Co $(n, \gamma)^{60}$ Co	$1,28 \cdot 10^2$	$6,00 \cdot 10^{1}$	—				
63 Cu $(n, \gamma)^{64}$ Cu*	3,15	2,57	2,94				
63 Cu $(n, \gamma)^{64}$ Cu	7,81	3,14	3,79				
23 Na $(n, \gamma)^{24}$ Na*	$2,57 \cdot 10^{-1}$	$1,65 \cdot 10^{-1}$	$2,34 \cdot 10^{-1}$				
23 Na $(n, \gamma)^{24}$ Na	1,10	$3,52 \cdot 10^{-1}$	$3,62 \cdot 10^{-1}$				
${}^{45}\mathrm{Sc}(n,\gamma){}^{46}\mathrm{Sc}^{\ast}$	$1,02 \cdot 10^{1}$	7,81	9,69				
45 Sc $(n, \gamma)^{46}$ Sc	$4,54 \cdot 10^{1}$	$1,39 \cdot 10^{1}$	$1,69 \cdot 10^{1}$				
115 In $(n, n')^{115m}$ In*	2,09	2,71	3,44				
${}^{47}\text{Ti}(n,p){}^{47}\text{Sc}$	$1,33 \cdot 10^{-2}$	$1,34 \cdot 10^{-2}$	$1,46 \cdot 10^{-2}$				
${}^{58}\text{Ni}(n,p){}^{58}\text{Co}$	1,00	1,00	1,00				
$^{64}\mathrm{Zn}(n,p)^{64}\mathrm{Cu}^*$	$3,31 \cdot 10^{-1}$	$3,20 \cdot 10^{-1}$	3,04.10-1				
56 Fe $(n, p){}^{56}$ Mn	8,69·10 ⁻³	—	$7,94 \cdot 10^{-3}$				
54 Fe $(n, p){}^{54}$ Mn	$7,18 \cdot 10^{-1}$	$6,99 \cdot 10^{-1}$	$7,07 \cdot 10^{-1}$				
27 Al(<i>n</i> , <i>a</i>) 24 Na	$6,40 \cdot 10^{-3}$	$6,05 \cdot 10^{-3}$	$5,75 \cdot 10^{-3}$				
24 Mg $(n, p)^{24}$ Na	$1,42 \cdot 10^{-2}$	$1,31 \cdot 10^{-2}$	$1,27 \cdot 10^{-2}$				
93 Nb $(n, 2n)^{92}$ Nb	$4,13 \cdot 10^{-3}$	$4,37 \cdot 10^{-3}$	$3,92 \cdot 10^{-3}$				
90 Zr(<i>n</i> , 2 <i>n</i>) 89 Zr	9,63.10-4	8,48.10-4	_				

Результаты экспериментальных значений активационных интегралов

*Данный детектор находится под кадмиевым чехлом толщиной 1 мм.

Восстановление спектров проводилось в программе *NSpNSpl*. При расчетах использовали полученные экспериментальные значения активационных интегралов. Сечения реакций $\sigma_i(E)$ были взяты из библиотек ядерных констант РОСФОНД, ENDF/B-VI, IRDF-90. Погрешность сечений реакций принята ~ 3 % (1 σ).

Для контроля над приемлемостью восстановления спектра применяли значение среднеквадратичной невязки *nevsr*, которая вычисляется по формуле

$$nevsr = \sqrt{\frac{1}{N} \cdot \sum_{i=1}^{N} \left(\frac{Qr_i - Q_i}{\Delta Q_i}\right)^2},$$

где ΔQ_i – абсолютная среднеквадратичная погрешность измерения Q_i ; Qr_i – рассчитанное по восстановленному спектру значение активационного интеграла; N – число активационных детекторов.

В соответствии с правилами математической статистики для нормально распределенных независимых случайных величин Q_i приемлемыми считали значения *nevsr*, удовлетворяющие неравенству

$$nevsr \le 1 + \sqrt{\frac{2}{N}}.$$

Погрешность результатов восстановления оценивалась статистическим методом по 100 итераций, т. е. по вариациям значений активационных интегралов, выбранных в пределах суммарных погрешностей их измерений.

Результаты восстановления спектра ИЯР ИГРИК-2

Результаты в виде энергетического распределения флюенса нейтронов в групповой $F_i(E)$ и интегральной $F_{i>Ei}(E)$ форме с оценкой погрешности $dF_i(E)(1\sigma)$ представлены в табл. 2. Восстановленные дифференциальные спектры нейтронов F(E) со значениями среднеквадратичных невязок *nevsr* в графическом виде проиллюстрированы на рис. 2. Для сравнения там же приведены спектры начального приближения, рассчитанные методом Монте-Карло (спектры MK).



Рис. 2. Дифференциальный спектр нейтронов в канале ИЯР ИГРИК-2 (а), боковом окне биологической защиты ИЯР ИГРИК-2 (б), за биологической защитой ИЯР ИГРИК-2 (в)

2	
а	
Ц	
И	
Б	
9	
ੁਕ	
L	

хрмдоф
(E)
$F_{i>E_i}$
и интегральной
$F_i(E)$
в групповой
ИК-2
ИГР
ИЯР ИГР
нейтронов ИЯР ИГР
: спектры нейтронов ИЯР ИГР

Ľ	[Канал			Окно		Биол	огическая защи	ITa
E_i , M $_{3}$ B	m_{3B}	$F_i(E)$	$F_{i>E_i}(E)$	$dF_i(E),$ % (1 σ)	$F_i(E)$	$F_{i>E_i}(E)$	$dF_i(E),$ % (1 σ)	$F_i(E)$	$F_{i>E_i}(E)$	$dF_i(E),$ % (1 σ)
$1,0.10^{-10}$	$6, 0 \cdot 10^{-7}$	2,72	1,00	3,9	$5,99 \cdot 10^{-1}$	1,00	9,6	$5,40 \cdot 10^{-1}$	1,00	7,8
$6,0.10^{-7}$	$1,0.10^{-6}$	$3,23 \cdot 10^{-1}$	$9,10 \cdot 10^{-1}$	9,3	$2,62 \cdot 10^{-1}$	$9,84 \cdot 10^{-1}$	16	$3,09 \cdot 10^{-1}$	$9,89 \cdot 10^{-1}$	17,9
$1,0.10^{-6}$	$1,0.10^{-5}$	1,79	$8,99 \cdot 10^{-1}$	2,3	1,11	$9,77 \cdot 10^{-1}$	4,5	1,58	$9,82 \cdot 10^{-1}$	4,7
$1,0.10^{-5}$	$1,0.10^{-4}$	2,06	$8,40 \cdot 10^{-1}$	5,3	1,11	$9,48 \cdot 10^{-1}$	11,8	1,11	$9,50 \cdot 10^{-1}$	29,1
$1,0.10^{-4}$	$1,0.10^{-3}$	2,02	$7,71 \cdot 10^{-1}$	9	$9,92 \cdot 10^{-1}$	$9,19\cdot10^{-1}$	13,5	1,11	$9,27 \cdot 10^{-1}$	31,6
$1,0.10^{-3}$	$1,0.10^{-2}$	2,21	$7,05 \cdot 10^{-1}$	6,9	1,71	$8,93 \cdot 10^{-1}$	14,2	2,52	$9,05 \cdot 10^{-1}$	13,7
$1,0.10^{-2}$	0,1	2,81	$6,31 \cdot 10^{-1}$	19,5	4,95	$8,48 \cdot 10^{-1}$	40	6,18	$8,53 \cdot 10^{-1}$	51,3
0,1	0,4	3,71	$5,38 \cdot 10^{-1}$	10,4	7,38	$7,18 \cdot 10^{-1}$	15,5	9,64	$7,26 \cdot 10^{-1}$	12,2
0,4	0,6	1,81	$4,16\cdot 10^{-1}$	10,7	3,64	$5,24 \cdot 10^{-1}$	13,7	4,56	$5,28 \cdot 10^{-1}$	20,9
0,6	1	2,83	$3,56 \cdot 10^{-1}$	9,8	5,60	$4,28 \cdot 10^{-1}$	8,2	7,01	$4,34 \cdot 10^{-1}$	13,6
-	1,4	1,99	$2,62 \cdot 10^{-1}$	4,2	3,48	$2,81 \cdot 10^{-1}$	4,8	5,02	$2,90 \cdot 10^{-1}$	4,3
1,4	2	2,02	$1,96 \cdot 10^{-1}$	5,8	3,03	$1,90.10^{-1}$	7,2	4,50	$1,87 \cdot 10^{-1}$	9,6
2	2,6	1,32	$1,29 \cdot 10^{-1}$	5,6	1,67	$1,10 \cdot 10^{-1}$	6,2	2,18	$9,46 \cdot 10^{-2}$	8,5
2,6	3	$6,25 \cdot 10^{-1}$	$8,55 \cdot 10^{-2}$	3,2	$6,98 \cdot 10^{-1}$	$6,65 \cdot 10^{-2}$	3,2	$7,60 \cdot 10^{-1}$	$4,99 \cdot 10^{-2}$	3
3	4	$9,85 \cdot 10^{-1}$	$6,49 \cdot 10^{-2}$	2	$9,84 \cdot 10^{-1}$	$4,81 \cdot 10^{-2}$	3	$9,25 \cdot 10^{-1}$	$3,43 \cdot 10^{-2}$	3,2
4	5	$4,92 \cdot 10^{-1}$	$3,22 \cdot 10^{-2}$	2,7	$4,41 \cdot 10^{-1}$	$2,23 \cdot 10^{-2}$	4,4	$3,74 \cdot 10^{-1}$	$1,53 \cdot 10^{-2}$	6,4
5	9	$2,45 \cdot 10^{-1}$	$1,60 \cdot 10^{-2}$	2,8	$2,07 \cdot 10^{-1}$	$1,07 \cdot 10^{-2}$	4,4	$1,77 \cdot 10^{-1}$	$7,65 \cdot 10^{-3}$	6,3
9	8	$1,81 \cdot 10^{-1}$	$7,85 \cdot 10^{-3}$	3,5	$1,49 \cdot 10^{-1}$	$5,29 \cdot 10^{-3}$	3,9	$1,43 \cdot 10^{-1}$	$4,02 \cdot 10^{-3}$	3,6
8	10	$4,32 \cdot 10^{-2}$	$1,86 \cdot 10^{-3}$	4,5	$3,84 \cdot 10^{-2}$	$1,37 \cdot 10^{-3}$	4,3	$4,03 \cdot 10^{-2}$	$1,08 \cdot 10^{-3}$	3,2
10	12	$1,01 \cdot 10^{-2}$	$4,28 \cdot 10^{-4}$	3	$1,08 \cdot 10^{-2}$	$3,61 \cdot 10^{-4}$	3,5	$9,49 \cdot 10^{-3}$	$2,51 \cdot 10^{-4}$	6,7
12	13	$1,53 \cdot 10^{-3}$	$9,37 \cdot 10^{-5}$	4	$1,74 \cdot 10^{-3}$	$7,85 \cdot 10^{-5}$	4,8	$1,43 \cdot 10^{-3}$	$5,61 \cdot 10^{-5}$	10,1
13	14	$7,07 \cdot 10^{-4}$	$4,31 \cdot 10^{-5}$	5,6	$7,22 \cdot 10^{-4}$	$3,28 \cdot 10^{-5}$	4	$6,87 \cdot 10^{-4}$	$2,67 \cdot 10^{-5}$	12
14	15	$3,26 \cdot 10^{-4}$	$1,97 \cdot 10^{-5}$	9,2	$3,00 \cdot 10^{-4}$	$1,38 \cdot 10^{-5}$	6,1	$3,28 \cdot 10^{-4}$	$1,26 \cdot 10^{-5}$	20,5
15	20	$2.68 \cdot 10^{-4}$	$8.87 \cdot 10^{-6}$	12.7	$2.27 \cdot 10^{-4}$	$5.97.10^{-6}$	8.1	$2.87 \cdot 10^{-4}$	$5.89 \cdot 10^{-6}$	37

Таблица 3

	Канал				Окно				БЗ			
ИЯР ИГРИК-2	<i>F_{E>0}</i> , отн. ед	<i>F_s</i> , МэВ	$\sigma^{ m Ni}_{E>0},$ мбарн	σ ^{Ni} _{E>0,1} , мбарн	<i>F_{E>0}</i> , отн. ед	<i>F_s</i> , МэВ	$\sigma^{ m Ni}_{E>0},$ мбарн	σ ^{Ni} _{E>0,1} , мбарн	<i>F_{E>0}</i> , отн.ед	<i>F_s</i> , МэВ	$\sigma^{\mathrm{Ni}}_{E>0},$ мбарн	$\sigma^{ m Ni}_{E>0,1},$ мбарн
Экспери- менталь- ные зна- чения	30,2 (3,0%)*	0,77 (2,7%)*	32,9 (3,6%)*	60,9 (4,3%)*	38,1 (6,1%)*	0,82 (5,2%)*	26,2 (6,4%)*	36,5 (7,1%)*	48,7 (9,3%)*	0,78 (8,3%)*	21,0 (8,7%)*	29,0 (6,5%)*
Расчет- ные зна- чения по Монте- Карло	~30,5	0,77	32,8	61,4	~35,8	0,84	27,9	36,1	~49,0	0,75	20,4	26,5

Сравнение расчетных и экспериментальных характеристик нейтронного излучения ИЯР ИГРИК-2

*Погрешность 1σ.

В табл. З представлены результаты измерений основных интегральных характеристик спектра нейтронов: флюенс нейтронов $F_{E>0}$ (при $Q_{\rm Ni} = 1$), средняя энергия нейтронов в спектре E_s , среднее сечение реакции ⁵⁸Ni(n, p)⁵⁸Co по детектору-монитору из никеля по всему диапазону спектра $\sigma_{E>0}^{\rm Ni}$ и выше 0,1 МэВ $\sigma_{E>0,1}^{\rm Ni}$, а также погрешности их измерений (1 σ). Для подтверждения достоверности полученных результатов там же приведены расчетные значения по методу Монте-Карло.

Заключение

В результате исследований был определен спектр нейтронов в канале активной зоны, в боковом окне и за биологической защитой ИЯР ИГРИК-2. Спектры восстановлены с достаточной приемлемостью *nevsr* \leq 1,4. Сравнение расчетных и экспериментальных значений основных интегральных характеристик нейтронного поля показало их хорошее согласие.

Так как физический пуск реактора ИГРИК-2 еще не окончен, то работа по исследованию нейтронного поля будет продолжена. Полученные данные могут найти применение для разработки и усовершенствования измерительных методик, применяемых в РФЯЦ-ВНИИТФ, а также для дальнейшего изучения характеристик нейтронного поля ИЯР ИГРИК-2.

Список литературы

1. Крамер-Агеев Е. А., Трошин В. С., Тихонов Е. Г. Активационные методы спектрометрии нейтронов. – М.: Атомиздат, 1976.

2. Ломакин С. С., Петров В. И., Самойлов П. С. Радиометрия нейтронов активационным методом. – М.: Атомиздат, 1975.

3. Литвин В. И., Кошмеков В. П., Ларцев В. Д. и др. Измерение спектров нейтронов импульсных реакторов // ВАНТ. Сер. Импульсные реакторы и критические сборки, 1981. Вып. 6. С. 99–104.

4. МУ 1393-86. ГСИ. Характеристики реакторных нейтронных полей. Методика нейтронно-активационных измерений, 1986.

5. Тихонов А. И., Арсенин В. П. Методы решения некорректных задач. – М.: Наука, 1974.

6. Ларцев В. Д. Обобщенный алгоритм метода минимизации направленного расхождения: Препринт № 216. Снежинск: Изд-во РФЯЦ-ВНИИТФ, 2005.

7. Ларцев В. Д., Исламгулов Р. Ф. Восстановление нейтронных спектров по активационным измерениям в виде N-сплайнов // Атомная энергия, 2008. Т. 104. Вып. 5. С. 295–302. Контактная информация -

Бафаев Александр Рашидович, инженер-исследователь специзделий, РФЯЦ-ВНИИТФ, e-mail: dep5@vniitf.ru

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2023, вып. 4, с. 70–77.

Правила оформления статей

При подготовке статьи в журнал автор должен руководствоваться стандартом «Оригиналы авторские и текстовые издательские» (ОСТ 29.115 – 88). К авторским оригиналам, передаваемым для издания, предъявляются следующие требования.

1. Экземпляр статьи должен быть первым, отпечатан на одной стороне листа формата А4 шрифтом № 12 через 2 интервала. Статья должна быть составлена в следующем порядке: индекс УДК; заглавие; инициалы и фамилии авторов; место работы каждого автора с почтовым адресом; аннотация (не более 10 строк); ключевые слова – все вышеперечисленное на русском и английском языках; текст; список литературы; таблицы; рисунки; подрисуночные подписи (на отдельном листе).

2. Статья должна также представляться обязательно в виде электронной версии обычным шрифтом № 12 Times New Roman, междустрочный интервал – одинарный, в редакторе Word 97 или более поздних версий. Текст не форматируется, в качестве имени файла используется ФИО первого автора статьи. Кавычки в тексте ставятся при английской раскладке клавиатуры («...»).

3. Содержание статьи должно быть кратким и четким. Исключаются общие рассуждения, известные положения. Не допускается дублирование материала в тексте, таблицах, подрисуночных надписях. Необходимо соблюдать единообразие в написании терминов, наименований физических величин и единиц измерения, условных обозначений, сокращений, символов. Наименования и обозначения единиц физических величин необходимо приводить в системе СИ.

Необходимо обращать внимание на написание прописных и строчных букв: русские и греческие буквы (α , β , γ , ϕ и т. д.) набираются прямо, а латинские (x, y, z, wи т. д.) – курсивом. Те же требования в обозначениях нужно соблюдать при написании индексов и степеней в формулах. Обозначения матриц и векторов набираются полужирным шрифтом прямо. Формулы, включенные в текст, следует набирать без увеличения интервала между строками, например b/d, $\exp(x/e)$.

4. Таблицы нумеруются, каждая таблица должна иметь заголовок. Сокращения в графах таблицы не допускаются. В тексте необходимы ссылки на все таблицы. Каждая таблица печатается на отдельном листе, а в электронном виде представляется отдельным файлом.

5. Формулы нумеруются арабскими цифрами, номер ставится с правой стороны листа в круглых скобках. Нумеровать следует только те формулы и уравнения, на которые есть ссылка в последующем изложении. Формулы выполняются в редакторах Equation 3.0

или MathType при невозможности набора на клавиатуре $\left(x_n^2, y_m^n, \sqrt{x}, \int_0^1 x, \right)$

$$\frac{1}{v}$$
 и т. д.

Подстрочные и надстрочные индексы вводятся с клавиатуры (x_3 , км² и т. д.), греческие буквы вставляются через Меню *Вставка* \rightarrow *символ*.

6. В тексте статьи рисунок обязательно представляется на отдельном листе формата не более А4. На рисунках допускается минимальное число обозначений – краткие цифровые (по порядку номеров слева направо или по часовой стрелке) или буквенные обозначения. Все пояснения выносятся в подрисуночные подписи. Внутренние надписи на рисунках набираются шрифтом № 11. Внизу каждого рисунка должны быть приведены его номер и подрисуночная подпись шрифтом № 11. При наличии нескольких различных графиков на одном рисунке каждый из них обозначается русскими буквами а), б), в) и т. д. и расшифровывается.

В электронном виде рисунки представляются отдельными файлами, выполненными в графических редакторах *Paint, PhotoShop, CorelDraw, jpg, png* (фотографии в растровом формате *tif, dpi*-300). Рисунки в *Word* не вставлять, кроме случаев, когда рисунок изначально выполнен в *Word*.

7. Ссылки на литературу в тексте даются по порядку, арабскими цифрами в квадратных скобках. Список литературы составляется в той же последовательности, в которой приводятся ссылки на литературу. Фамилии и инициалы авторов набираются полужирным курсивом.

8. Список литературы следует оформлять в соответствии с Государственным стандартом «Библиографическая ссылка» (ГОСТ Р 7.0.5–2008), в частности, необходимо указать:

а) для журнальных статей – фамилии и инициалы всех авторов, название статьи, название журнала (без кавычек), год, том, выпуск, номер, страницы;

б) для книг – фамилии и инициалы всех авторов, полное название книги, место издания, издательство (без кавычек), год издания;

в) для авторефератов диссертаций – фамилию и инициалы автора, название автореферата диссертации, на соискание какой ученой степени написана диссертация, место и год защиты;

г) для препринтов – фамилии и инициалы **всех** авторов, название препринта, наименование издающей организации, шифр и номер, место и год издания;

д) для патентов – фамилии и инициалы всех авторов, название патента, страну, номер и класс патента, дату и год заявления и опубликования патента;

е) для отчетов – фамилии и инициалы всех авторов, название отчета, инвентарный №, наименование организации, год выпуска;

ж) для электронных источников – полный электронный адрес (включая дату обращения к источнику), позволяющий обратиться к публикации.

9. В конце текста указывается контактная информация об авторах статьи: фамилия, имя и отчество (полностью), должность, телефон, e-mail.

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

Серия: Физика ядерных реакторов

2023

Выпуск 4

Ответственный за выпуск Алексей Анатольевич Кайгородов e-mail: AAKajgorodov@vniief.ru

Редактор Е. А. Мясоедова Компьютерная подготовка оригинала-макета С. Н. Фролова

Подписано в печать 30.08.23. Дата выхода в свет 20.10.2023. Формат 60×84/8 Офсетн. печ. Усл. печ. л. 9,3. Уч.-изд. л. ~8. Тираж 200 экз. Зак. тип. 1562-2023. 6 статей

Отпечатано в ИПЦ ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ» 607188, г. Саров Нижегородской области, ул. Силкина, 23

ISSN 0205-4671. Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2023, вып. 4, 1-79.