

Национальный исследовательский
ядерный университет «МИФИ»

ИЗВЕСТИЯ ВУЗОВ
ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

Издается с 1993 г.

№ 2017 г.

СОДЕРЖАНИЕ

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

А.В. Кулаков, В.А. Ранцев-Картинов, В.П. Мельников, А.К. Паповянц

Объемный электролиз воды систем охлаждения промышленных предприятий и реакторов АЭС и его влияние на безопасность 5

А.В. Антонов, В.А. Чепурко

Статистический анализ данных об отказах оборудования атомных станций в условиях неоднородного потока событий. Часть 2 15

М.А. Елисеева, К.Н. Маловик

Развитие подходов оценивания параметров риска 26

М.Ю. Каленова, А.В. Ананьев, П.Б. Басков, С.В. Скляров

Сравнительный анализ неразрушающих методов контроля ^{235}U и ^{239}Pu в конструкционных материалах при высоком уровне гамма-фона 38

ИСТОРИЯ НАУКИ

В.Г. Двухшерстнов, А.М. Жуков, Д.А. Клинов, И.П. Матвеенко, Г.М. Пшакин

БФС – прошлое, настоящее, будущее 51

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

В.Г. Малынкин, Е.В. Платонова

Рентгенографическое исследование структурного состояния стали Fe-15Cr-35Ni-11W, облученной ионно-плазменными потоками 61

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

А.В. Соболев, А.С. Газетдинов, Д.С. Самохин

- Генетический алгоритм в задачах оптимизации загрузки и перегрузок топлива ядерного реактора 71

М.А. Пороус, Д.И. Соловьев, В.И. Ярыгин

- Комплекс трехмерного расчета выходных характеристик одноэлементного электрогенерирующего канала термоэмиссионных ЯЭУ различного назначения 81

А.Г. Юферов

- Квадратурные формулы для интегральных уравнений кинетики и цифровых реактиметров 93

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Е.М. Львова, А.Н. Чебесков

- Анализ привлекательности ядерных материалов применительно к пристанционному топливному циклу быстрого реактора естественной безопасности БР-1200 106

Н.В. Иванов, Ю.А. Казанский, Г.В. Карпович

- Результаты трансмутации осколков деления в спектре нейтронов теплового и быстрого реакторов 118

ФИЗИКА В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

С.И. Минин

- Термическая сварка алюминиевой скользящей опалубки, применяемой на строительстве АЭС, с воздействием ультразвука 126

Б.В. Журавлев, Н.Н. Титаренко

- Экспериментальное тестирование сечения неупругого рассеяния нейтронов на железе 134

ЭКОЛОГИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

*В.Г. Булгаков, В.Д. Гниломедов, М.Н. Каткова, Г.И. Петренко,
А.С. Сорокина, Б.И. Сынзыныс*

- Плутоний в районах расположения локальных источников и его вовлеченность в глобальную циркуляцию 145

ЭКОНОМИКА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В.В. Харитонов, Н.Н. Костерин

- Критерии окупаемости инвестиций в ядерную энергетику 157

CONTENTS

GLOBAL SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS OF NUCLEAR POWER INSTALLATIONS

Kulakov A.V., Rantsev-Kartinov V.A., Melnikov V.P., Papovyants A.K

- Bulk electrolysis of cooling system water of production plants and NPP reactors
and its impact on safety 5 (13)

Antonov A.V., Chepurko V.A.

- Statistical data analysis of NPP equipment failures in non-homogeneous
event flow. Part 2 15 (24)

Eliseyeva M.A., Malovik K.H.

- Development of approaches for estimating the parameters of risk 26 (36)

Kalenova M.Yu., Ananiev A.V., Baskov P.B., Sklyarov S.V.

- Irradiated fuel assembly ^{235}U and ^{239}Pu non-destructive control methods
comparative analysis at high gamma background level 38 (48)

HISTORY OF SCIENCE

Dvukhsherstnov V.G., Klinov D.A., Matveenko I.P., Pshakin G.M., Zhukov A.M.

- BFS: past, present and future 51 (58)

NUCLEAR MATERIALS

Malynkin V.G., Platonova E.V.

- Investigation of the structural condition of FE-15CR-35NI-11W steel
in irradiated ion-plasma flows 61 (68)

MODELLING PROCESSES AT NUCLEAR FACILITIES

Sobolev A.V., Gazetdinov A.S., Samohin D.S.

- Genetic algorithms for nuclear reactor fuel loading and reloading
optimization problems 71 (78)

Polous M.A., Solov'yev D.I., Yarygin V.I.

- Program code for three-dimensional calculation of output characteristics
for single-cell thermionic fuel element of thermionic NPP for various purposes 81 (89)

Yufarov A.G.

- Quadrature formulas for integral equations of kinetics and for digital reactivities 93 (103)

FUEL CYCLE AND NUCLEAR WASTE MANAGEMENT

L'vova E.M., Chebeskov A.N.

- Analysis of attractiveness of nuclear materials as applied to the on-site fuel cycle
of naturally safe BR-1200 fast reactors 106 (116)

Ivanov N.V., Kazansky Yu.A., Karpovich G.V.

- The results of the transmutation of fission fragments in the spectrum of neutrons
of thermal and fast reactors 118 (124)

PHYSICS IN NUCLEAR POWER ENGINEERING

Minin S.I.

- Technology of thermal welding with ultrasonic weld joint treatment
as applied to NPP formworks 126 (132)

Zhuravlev B.V., Titarenko N.N.

- Experimental verification of neutron inelastic scattering cross section on iron 134 (143)

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF NUCLEAR POWER

*Bulgakov V.G., Gnilomedov V.D., Katkova M.N., Petrenko G.I.,
Sorokina A.S., Synzymys B.I.*

- Plutonium in the locations of local sources and its involvement
into global circulation 145 (155)

ECONOMICS OF NUCLEAR POWER

Kharitonov V.V., Kosterin N.N.

- Criteria of return on investment in nuclear energy 157 (167)

ОБЪЕМНЫЙ ЭЛЕКТРОЛИЗ ВОДЫ СИСТЕМ ОХЛАЖДЕНИЯ ПРОМЫШЛЕННЫХ ПРЕДПРИЯТИЙ И РЕАКТОРОВ АЭС И ЕГО ВЛИЯНИЕ НА БЕЗОПАСНОСТЬ

А.В.Кулаков, В.А.Ранцев-Каргинов*, В.П.Мельников, А.К.Паповянц

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского»

249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1

*** НИЦ Курчатовский институт. 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1**



Предложена новая теоретическая модель в механизме коррозионного повреждения трубопроводов систем охлаждения реакторов АЭС, основанная на учете формирования поляризованного поверхностного слоя воды на ее фазовой границе с твердым телом. При образовании в циркуляционном контуре водной суспензии с твердотельными наночастицами конструкционного материала, отслаивающимися от основы в результате «старения» материала и под воздействием нейтронного потока, создаются благоприятные условия для реализации объемного электролиза воды с образованием нанопузырьков «греческой» смеси (водород, кислород). В результате микроскопического накопления этой смеси в местах локального нарушения гидродинамики пристенного ламинарного слоя воды возникают микровзрывы «греческой» смеси, интенсифицирующие коррозию. При детальном рассмотрении физико-химического процесса на фазовой границе молекулы воды представляются в виде «пружинного маятника», и их столкновение между собой приводит к возбуждению колебаний ионов водорода (ИВ) относительно ионов кислорода (ИК), сильно отличающихся по частотам, определяемым различием в массах этих ионов. При решении уравнения движения ИК в осциллирующем поле колеблющихся ИВ установлено возникновение потенциального поля, препятствующего проникновению «тяжелого» компонента (ИК) к центру колебаний «легкого» компонента (ИВ). Кислород с большим сродством к электронам формирует их поверхностную плотность, обеспечивающую напряженность поля, равную примерно 2,6 МВ/см, под действием которой и происходит электролиз воды на каждой наночастице с образованием газовых составляющих (H_2 , O_2). Присутствие водорода и насыщение им конструкционного материала с увеличенными зернами лигатуры интенсифицирует процесс отслаивания материала с образованием наночастиц. Меры безопасности должны учитывать необходимость диагностики труб и наличие «капорощков» в воде для своевременной замены труб на новые, что особенно актуально при длительной эксплуатации реакторов.

Ключевые слова: безопасность АЭС, система охлаждения реакторов, молекула воды, ионы кислорода, водород, электролиз воды, коррозионная стойкость, нержавеющая сталь, волны детонации.

© **А.В.Кулаков, В.А.Ранцев-Каргинов, В.П.Мельников, А.К.Паповянц, 2017**

ВВЕДЕНИЕ

Дефекты оборудования и трубопроводов систем охлаждения реакторов (СОР) атомных электростанций (АЭС) могут стать причиной аварийной разгерметизации соответствующих технологических контуров [1, 2]. Основным механизмом повреждения при этом является коррозионное растрескивание материала под напряжением, обусловленное воздействием на него в коррозионно-активной среде скачков градиентов температур и давления, вызываемых микровзрывами в СОР. Современные методы борьбы с этим явлением, как правило, сводятся к следующему:

- оперативное определение места и масштаба аварии [3, 4];
- стандартный вихревоковый контроль теплообменных труб, проводимый в период планово-предупредительного ремонта, с выявлением дефектов, их устранением или выводом дефектных труб из состава СОР [5];
- внедрение системы автоматизированного контроля остаточного ресурса оборудования и трубопроводов СОР [6].

Однако, несмотря на определенные успехи в предупреждении и устранении разгерметизации контуров СОР указанными методами на АЭС и связанными с коррозионным растрескиванием материала трубопроводов, решить до конца рассматриваемую проблему пока не удается. Это обусловлено тем, что упомянутые меры не учитывают ряд важных, с нашей точки зрения, последовательностей явлений в физико-химических процессах, которые, в конечном счете, могут приводить к

- процессу наношелушения материала трубопроводов СОР в циркулирующую по нем воду;
- образованию водной наносусспензии (ВНС) из отшелущенных наночастиц (НЧ) материала трубопроводов (МТ) СОР в воде;
- процессу объемного электролиза воды (ОЭВ), циркулирующей в СОР на НЧ МТ СОР с формированием нанопузырьков «гремучей смеси» (ГС);
- локальным микроскопическим накоплением ГС в местах нарушения ламинарного течения воды;
- микровзрывам накоплений ГС.

Предлагаемый механизм процесса разрушения МТ СОР впервые рассматривается авторами работы с целью разработки своевременной диагностики по принятию необходимых мер и предупреждению неблагоприятных последствий от указанного механизма ОЭВ. При этом исследуются явления на разделе поверхности фаз в теплоносителе и обусловленные ими механизмы разрушения теплообменных труб СОР.

Сложность решения данной проблемы связана с влиянием на электрохимические процессы в воде ряда важных факторов, в том числе наличия в ней мелкодисперсной твердой и газовой фазы (пузырьки, заполненные парами воды), а также специфики пристеночной гидродинамики несущего взвесь потока с различными вариантами поведения НЧ в ламинарном подслое [7, 8].

Физико-химические свойства водных дисперсных систем в значительной мере определяются двойным электрическим слоем, образующимся на поверхности раздела фаз [9 – 11]. Так, в работе [12] определен электрический заряд на пузырьке гравитационного происхождения в воде и подсчитана напряженность электрического поля на его поверхности при звуковой частоте, равной примерно 20 кГц.

Физическая модель жидкого состояния до настоящего времени окончательно не построена, а новые знания зачастую еще более усложняют решение рассматриваемой проблемы. Например, было установлено, что вода состоит из кластеров, содержащих от трех до 18-ти молекул, обладающих большими электрическими дипольными моментами [13]. Взаимодействие дипольных моментов отдельных молекул воды и их кластеров является одной из причин, существенно затрудняющих теоретическое

описание и знание макроскопических свойств полярной жидкости (поверхностного натяжения σ , диэлектрической проницаемости ϵ , поляризации и др.).

ОБУСЛОВЛЕННЫЕ СТАРЕНИЕМ СТРУКТУРНЫЕ ИЗМЕНЕНИЯ МАТЕРИАЛОВ ТРУБОПРОВОДОВ СОР АЭС

Наиболее интенсивному старению материалов [14, 15] подвергаются те из них, которые относятся к конструкционным элементам, подвергающимся воздействию нейтронов. К ним, в частности, относятся и материалы трубопроводов СОР АЭС, которые непосредственно имеют прямой контакт с нейtronами. Особенно сильно процессы старения под воздействием нейтронных потоков сказываются на различных сплавах, поскольку в результате несколько меняется их элементный состав, а также сама кристаллическая структура, от которой зависят их прочностные характеристики. Так, например, в материале труб СОР АЭС из нержавеющей стали под воздействием нейтронов растут размеры зерен лигатуры (ЗЛ). Далее, на выходе нейтрона с внутренней границы труб могут в состаренном материале вырвать или отшелушить мельчайшие частицы материала трубы. Поскольку элементный состав ЗЛ относится, в основном, к элементам группы железа, то присутствие в циркулирующей воде СОР водорода приводит к насыщению укрупненных ЗЛ этим газом и, следовательно, к «охрупчиванию» ЗЛ, сопровождающимся интенсивным их «отшелушиванием» в виде НЧ. Характерные радиусы таких частиц могут составлять $\sim 10^{-7}$ см (~ 1 нм), а потому их трудно обнаружить диагностикой примесных загрязнений [16]. К тому же они не фильтруются обычно применяемыми в таких системах фильтрами. Эти отшелушенные НЧ с циркулирующей водой образуют ВНС, в которых неминуемо идет процесс ОЭВ, покрывающий весь объем СОР.

КАЧЕСТВЕННАЯ МОДЕЛЬ ФОРМИРОВАНИЯ ПОЛЯРИЗОВАННОГО ПОГРАНИЧНОГО СЛОЯ ПОВЕРХНОСТИ ВОДЫ

Принимая во внимание отмеченные выше трудности, затрудняющие теоретическое описание и понимание макроскопических свойств воды как полярной жидкости, авторы предлагают к рассмотрению качественную модель формирования граничных условий на поверхности воды, в основе которой лежит анализ тепловых колебаний ионов кислорода (ИК) и ионов водорода (ИВ), составляющих молекулу воды (МВ). Тепловое движение МВ вдали от ее границы представляет собой броуновское движение, которое сохраняет макроскопические статистические характеристики воды как таковой. Это приводит к случайному расположению ИВ МВ относительно ИК. Однако при приближении к границе данной среды, например, с атмосферой появляется выделенное направление, перпендикулярное границе раздела, и в таком случае рассмотрения только броуновского движения МВ будет уже недостаточно. Действительно, на МВ в пограничном слое со стороны атмосферы не действуют другие МВ и, следовательно, симметрия генерации броуновского движения нарушается.

Для более подробного рассмотрения процессов формирования условий на такой границе рассмотрим МВ в виде пружинного маятника с жесткостью пружины k . Столкновения между МВ в первом приближении приводят к возбуждению колебаний ИВ относительно ИК и колебаний последних относительно центра масс. В реальных условиях частота колебаний ионов МВ гораздо выше частоты столкновений между МВ, а потому ими в нашем приближении можно пренебречь. Масштабы же частот колебаний ИК и ИВ при этом существенно отличаются друг от друга (в четыре раза) из-за значительной разницы в массе. Пусть водородный компонент МВ в каждой точке совершают локальные колебания с собственной

частотой ω_H , равной

$$\omega_H = (k/m_H)^{1/2}, \quad (1)$$

которую можно рассматривать как высокочастотную по сравнению с соответствующей частотой колебаний ионов кислорода ω_0 , равной

$$\omega_0 = (k/m_0)^{1/2}, \quad (2)$$

где ω_H , ω_0 , m_H , m_0 – частоты колебаний масс ИВ и ИК соответственно. Но МВ совершают еще и тепловое броуновское движение как целое образование. Поскольку нас интересует только качественный результат, то мы еще более упростим рассматриваемую систему, а именно, разорвем «пружинную» связь между ИВ и ИК и заменим ее вынуждающей к колебаниям силой. Представим, что ИВ и ИК – это ионы плазмы, совершающие колебания только с частотами ω_H и ω_0 . Тогда ИК за один период таких колебаний в силу своей инерции «не успевают» за движением ИВ, т.е. их смещение ξ_0 за характерные времена колебаний ионов водорода имеют меньшие амплитуды по сравнению с амплитудами ξ_H ИВ ($\xi_0 < \xi_H$).

Уравнение движения ИК в осциллирующем поле колеблющихся ИВ можно представить в виде уравнения движения

$$m_0 \cdot (\ddot{\mathbf{r}}_0 - \ddot{\mathbf{r}}_{00}) = \mathbf{F}(\mathbf{r}, t), \quad (3)$$

где $\mathbf{r} = \mathbf{r}_0 - \mathbf{r}_{00}$, а $\mathbf{F}(\mathbf{r}, t)$ – быстро осциллирующая сила, действующая на ИК, причем

$$\mathbf{F}(\mathbf{r}, t) = \mathbf{F}_0(\mathbf{r}) \cdot \exp(i\omega_H t). \quad (4)$$

Здесь $\mathbf{F}_0(\mathbf{r})$ – амплитуда колебаний в точке \mathbf{r} , максимальная в центре при $\mathbf{r} = \mathbf{r}_{00}$ и спадающая к границе колебаний $\mathbf{r} \geq \xi_H$.

Разделим данное движение на «быстрое» $\xi(t)$ и «медленное» $R(t)$, т.е.

$$r(t) = R(t) + \xi(t), \quad (5)$$

тогда из (3) получим

$$m_0 \cdot (\ddot{R} + \ddot{\xi}) = F(R + \xi) = F(R) + \xi \cdot \frac{\partial \bar{F}}{\partial R}. \quad (6)$$

Сокращая быстроосциллирующие члены

$$m_0 \cdot \ddot{\xi} = F(R) \quad (7)$$

и усредняя по быстрым осцилляциям, получим

$$m_0 \cdot \ddot{R} = \xi(R, t) \cdot \frac{\partial \bar{F}}{\partial R}. \quad (8)$$

Для $\xi(R, t)$ решение этого уравнения имеет вид

$$\xi = \xi_0(R) \cdot \exp(i \cdot \omega_H \cdot t), \quad (9)$$

причем

$$F_0(R) = m_0 \cdot \xi_0 \cdot \omega^2_H. \quad (10)$$

Отсюда следует, что

$$\xi_0(R) = F_0(R) / (m_0 \omega^2_H), \quad (11)$$

т.е. имеем

$$m_0 \ddot{R} = \frac{F_0(R)}{m_0 \omega^2_H} \frac{\partial F_0(R)}{\partial R} = - \frac{\partial}{\partial R} \left(- \frac{F_0^2(R)}{2m_0 \omega^2_H} \right). \quad (12)$$

Таким образом, в нашей качественной модели для частиц с массой m_0 существует потенциальное поле $\Phi(R)$, определяемое выражением

$$\Phi(R) = -F_0^2(R)/(2m_0\omega_H^2). \quad (13)$$

Этот потенциал препятствует проникновению «тяжелого» компонента (ИК) к центру колебаний «легкого» компонента (ИВ) (т.е. внутрь от границы раздела), что эквивалентно присутствию на поверхности воды и водяных капель иона кислорода.

НАПРЯЖЕННОСТЬ ЭЛЕКТРИЧЕСКОГО ПОЛЯ ПОГРАНИЧНОГО СЛОЯ ПОВЕРХНОСТИ ВОДЫ – ОСНОВА МЕХАНИЗМА ОЭВ В ТРУБОПРОВОДАХ СОР

В результате, в пограничном поверхностном слое воды полярные МВ выстраиваются перпендикулярно этой поверхности, причем таким образом, что ИК всегда оказываются на самой поверхности раздела, заряженной в конечном итоге отрицательно благодаря сродству кислорода к электрону и захвата из атмосферы, граничащей с поверхностью воды, свободных электронов. Последних в реальности вполне достаточно, чтобы на поверхности воды обеспечить такую их плотность, которая не давала бы скачка напряженности электрического поля (ЭП) при переходе от напряженности ЭП внутри полярного слоя МВ к напряженности в пространстве за поверхностным слоем ИК.

В установившихся стационарных условиях на границе раздела давление от поверхностного натяжения ИВ и плотность энергии ЭП от кулоновского отталкивания одноименно заряженных ионов МВ должны уравновешиваться. В таком случае

$$\epsilon E^2 / (8\pi) \approx \sigma / d. \quad (14)$$

Кислород, имея высокое сродство к электронам, притягивает к поверхности воды такое их количество, чтобы их поверхностная плотность обеспечила напряженность ЭП на этой поверхности, равную её значению внутри МВ. Отсюда с учетом (14) следует, что напряженность ЭП на поверхности воды должна составлять

$$E \approx -[8\pi\sigma / (\epsilon d)]^{1/2}. \quad (15)$$

С учетом того, что для электрического потенциала ϕ для ЭП справедливо соотношение

$$E \equiv -\nabla\phi, \quad (16)$$

окончательно с учетом значений параметров воды имеем

$$\phi = -d \cdot [8\pi\sigma / (\epsilon \cdot d)]^{1/2} = (8\pi\sigma d / \epsilon)^{1/2} \approx -0.26 \text{ В.} \quad (17)$$

Это выражение, как и (15), справедливо и для сферического случая [17]. В данные формулы входят табличные значения параметров воды, т.е. величины, не зависящие от размера капель воды или пузырьков воздуха в ней, отличие которых в потенциалах определяется только знаком. В этой связи следует заметить, что рассматриваемая напряженность ЭП на поверхности твердых частиц, контактирующих с водой супензии, аналогична напряженности ЭП пузырьков воздуха, формируемых на водной поверхности океана.

Такая же ожидаемая напряженность ЭП должна иметь место на поверхности твердых частиц супензий в воде, что предложено авторами к использованию в новых нанотехнологиях, позволяющих заменить, например, высокотемпературные химические реакции для обжига на электрохимические в растворах при комнатной температуре [18].

Таким образом, на границе раздела твердотельных НЧВНС появляется ЭП напряженностью E , равной

$$E \sim -\phi/r \approx 2.6 \text{ МВ/см}. \quad (18)$$

Под действием такой напряженности поля должен происходить электролиз воды на каждой НЧ ВНС с образованием газовых составляющих согласно соотношению



Фактически, это приводит к новому, впервые открытому авторами механизму ОЭВ внутри трубопроводов СОР АЭС, который и является основной причиной появления водорода и кислорода, т.е. «гримучей смеси» внутри СОР.

ВЛИЯНИЕ ОЭВ В ТРУБОПРОВОДАХ СОР НА БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС

Если даже температура в месте протекания процесса намного ниже температуры начала горения водорода в кислороде ($t_{гор} \approx 550^\circ\text{C}$), тем не менее, эта газовая смесь, по существу, является потенциальной взрывчаткой, ибо горение в ней может осуществляться под действием волны детонации, скорость распространения которой примерно лишь в два раза уступает скорости детонации в твердотельных взрывчатых веществах типа тринитротолуола.

Поскольку диагностика физических параметров в реакторах усредняется по пространству и по времени, то система безопасности работы реактора не успевает отреагировать на локальные кратковременные скачки их значений, а это не исключает, что могут иметь место кратковременные локальные скачки температуры с рабочей температурой $t_{раб} \approx 350^\circ\text{C}$ вплоть до $t_{гор} \approx 550^\circ\text{C}$. В связи с этим, в целях обеспечения безопасности при реализации РВ предусматривается селективный сбор компонентов разложения по соответствующим каналам – сборникам. Для тех же процессов, при которых компоненты РВ выделяются равномерно по всему объему и потому отсутствует возможность их пространственного разделения, очевидна необходимость принятия специальных мер. В частности, следует таким образом организовать технологический процесс, чтобы гарантировать условия, при которых температура в месте скопления ГС была бы ниже температуры начала возгорания водорода. Это означает, в частности, исключение в контуре тупиковых карманов, в которых происходит сепарация газов, растворенных, а также образуемых в СОР АЭС и находящихся в зоне выделения или транспортировки энергии. В противном случае, вследствие ухудшенных условий теплоотвода от таких карманов не исключается перегрев ГС вплоть до критической температуры, соответствующей температуре возгорания водорода, с последующим взрывом ГС.

В рамках рассматриваемой модели следует обратить внимание на дополнительный важный фактор. Известно, что одной из основных причин, приводящей к «коррозионному» высоколегированных сталей, является растворяемый в них водород. Атомы водорода, внедряясь между узлами кристаллической решетки, ослабляют межатомные связи, понижая напряжение скола. Водород может растворяться в материале также в процессе коррозии, возникающей в результате электрохимической реакции в водных растворах. Одним из условий его накопления в металлическом сплаве является присутствие в атомарной форме. Для рассматриваемого случая электрохимическая реакция в водном растворе идет по типу



Растворенный в металле водород может синергетически провоцировать также рост коррозионных трещин за счет своей диффузии в район окраин указанных трещин, которые к моменту появления водорода уже приостановили свой рост. Атомы водорода, накапливаясь, существенно снижают прочность металла и стимулируют трещины к их дальнейшему росту [19].

Итак, при анализе ОЭВ с образованием в ней атомарного водорода и влиянием на коррозионную стойкость материалов СОР АЭС следует принимать во внимание фактор «старения» сплавов из нержавеющей стали. Под воздействием нейтронных потоков в активной зоне реактора происходит увеличение зерен лигатуры (ЗЛ) этих материалов. Присутствие же в воде водорода и насыщение им материалов СОР с возросшими размерами ЗЛ интенсифицирует процесс «шелушения» материалов со стороны внутренней (контактной) поверхности с образованием нанопорошков, преимущественно на основе никеля и хрома. Данный процесс является дополнительным к общепринятым последствиям нейтронного облучения конструкционных материалов, связанным с изменением их элементного состава, кристаллической структуры и прочностных характеристик. С этой точки зрения актуальна проблема разработки и поиска для элементов активной зоны реакторов материалов, альтернативных существующим – стойким к воздействию нейронов и с низким значением коэффициента линейного расширения α (например, для чистого кварцевого стекла $\alpha \approx 0.55 \cdot 10^{-6}$ К).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Представлено теоретическое рассмотрение предлагаемого нового механизма ОЭВ в СОР АЭС и влияния этого процесса на коррозионную стойкость конструкционных материалов систем охлаждения АЭС. Показано, что на фазовой границе «твердое-жидкое» формируется ЭП напряженностью вплоть до $\sim 2,6$ МВ/см, под действием которого и происходит впервые открытый авторами ОЭВ в трубопроводах СОР с образованием водорода, кислорода и конечного продукта – высокодисперсных твердотельных частиц коррозионного происхождения. При этом водород, растворяется в конструкционном материале, в результате электрохимических реакций в водных растворах в дополнение к ухудшению физических свойств материала (прочность и др.) может инициировать рост коррозионных трещин. В связи с этим своевременный контроль состояния внутренних поверхностей СОР следует основывать как на диагностике труб, так и на наличии в воде высокодисперсных твердотельных частиц, в том числе наноразмерных, как индикаторе коррозионных процессов. Меры безопасности должны предусматривать своевременную замену труб СОР на новые, что актуально для всех реакторов, но особенно для тех, которые находятся в эксплуатации в течение продолжительного времени.

Работа выполнена в рамках Соглашения № 14.579.21.0120 от 05 ноября 2015 г. между Министерством образования и науки Российской Федерации и АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» (уникальный идентификатор проекта RFMEFI57915X0120) при финансовой поддержке Министерства образования и науки Российской Федерации.

Литература

1. *Bosh S. A review of Nuclear Piping Failures at their use in establishing the reliability of Piping Systems // Service Experience in Fossil and Nuclear Power Plant, ASME 1999-PVP. – Vol. 392. – PP. 137-155.*
2. *Gosselin S., Fleming K. Evaluation of Pipe Failure Potential via Degradation Mechanism Assessment // Proceedings of ICONS 5th International Conference of Nuclear Engineering. Poster 2641-1997. – 10 p.*
3. *Кулаков А.В., Матвеев А.Л., Овчинников В.А., Рощин Н.Г. Определение расхода течи теплоносителя под системой контроля влажности при разгерметизации контура охлаждения реактора. // Известия РАН. Энергетика. – 2013. – № 5. – С. 82-85.*
4. *Матвеев Е.Л., Кулаков А.В., Зубченко А.С. Акустико-эмиссионный контроль течи в трубопроводах. // Тяжелое машиностроение. – 2015, – № 8. – С.1-8.*
5. *Тесленко М.В. Расположение дефектов на теплообменных трубах парогенераторов.*

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

- Прогнозирование количества заглушенных труб. // Тяжелое машиностроение. – 2012. – № 8. – С. 35-39.
6. Богачев А.В., Галиев Р.С. Внедрение на энергоблоке №1 Ростовской АЭС системы автоматизированного контроля остаточного ресурса оборудования и трубопроводов реакторной установки. // Теплоэнергетика. – 2003. – № 5. – С. 16-18.
7. Нигматуллин Р.И. Динамика многофазных сред, т. 1. – М.: Наука, 1987. – 464 с.
8. Папоянц А.К., Мельников В.П., Воронин И.А., Григоров В.В. Влияние режимов работы и физических характеристик взвесеносущего потока в вертикальной трубе на пристеночную поперечную миграцию твердых частиц (в печати).
9. Марч Н., Тоси М. Движение атомов жидкости. / Пер. с англ. – М.: Металлургия, 1980. – 296 с.
10. March N.H., Tosi N.L. Introduction to liquid State Physics. London. World Sci. Publ., 2002, 432 p.
11. Nikolai G.J., Pings C.J. Structure of Liquids// Journal of Chemical Physics. – 1967. – Vol. 46. – No. 4. – PP. 1401-1411.
12. Маргулис М.А. Сонолюминистенция. // УФН. – 2000. – № 3. – С. 263-287.
13. Moro R., Rabinovitch R., Xia Ch., Kresin V.V. Electric Dipole Moments of Water Claster from a Beam Deflection Measurement. // Phys.Rev.Lett. – 2006. – Vol. 97. – PP. 123-140.
14. Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants, Safety Reports Series –Vienna: International Atomic Energy Agency, 2008. – No. 57. – 35 p.
15. Determination of Mechanical Properties of Aged Components Using Instrumented Hardness Testing and other Miniature Specimen Testing Techniques / G.B. Lenkey et al. // J. Strength of Materials. – 2013. – Vol. 45. – No 4. – PP. 433-441.
16. Перспективы применения основанных на волновой оптике методик детектирования и фракционирования микрочастиц в технологических средах АЭС. / С.Ю. Игашов и др. Проблемы и перспективы развития химического и радиохимического контроля в атомной энергетике. / Тезисы докладов. – г. Сосновый Бор, 20-22 сентября 2005 г. – С.46-47.
17. Rantsev-Kartivov V.A. «Waterspout» as a special type of atmospheric aerosol dusty plasma. / Proc. 31st Eur. Phys. Soc. Conf. on Plasma Phys. and Contr. Fusion. – London, UK, 2004, ECA. – Vol. 28G. – PP. 4-5.
18. Кулаков А.В., Ранцев-Картинов В.А. Новая нанотехнология – основа комплексного развития и обороны приморских территорий и акваторий РФ. // Экономические стратегии. – 2014. – № 9. – С. 22-23.
19. Доступно на сайте <https://download.e-bookshelf.de/download/0001/1829/05/L-G-0001182905-0002999156.pdf>

Поступила в редакцию 29.07.2016 г.

Авторы

Кулаков Анатолий Васильевич, советник директора отделения, д.ф.-м.н.

E-mail: kulan07@yandex.ru

Ранцев-Картинов Валентин Андреевич, с.н.с. НИЦ «Курчатовский институт», к.ф.-м.н.

E-mail: rankarva@mail.ru

Мельников Валерий Петрович, и.о. зам. генерального директора – директор отделения, к.т.н.

E-mail: vmelnikov@ippe.ru +7(484) 399- 85-99

Папоянц Альберт Константинович, в.н.с., к.т.н.

E-mail: aaprovants@ippe.ru

UDC 622.276:658.58; 622.279:658.5

BULK ELECTROLYSIS OF COOLING SYSTEM WATER OF PRODUCTION PLANTS AND NPP REACTORS AND ITS IMPACT ON SAFETY

Kulakov A.V., Rantsev-Kartinov V.A.*¹, Melnikov V.P., Papovyants A.K.

JSC «SSC RF-IPPE n.a. A.I. Leypunsky»,

1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

*NRC «Kurchatov Institute»,

1 Akademik Kurchatov sq., Moscow, 123182 Russia

ABSTRACT

The paper presents a new theoretical model in the mechanism of NPP reactor cooling system pipelines' corrosion damage based on taking account of the formation of polarized surface layer of water at its interface with a solid body.

As aqueous suspension is generated in the circulation loop containing solid-state nanoparticles of the structural material, which peel off as a result of this material «aging» and when exposed to neutron flux, favorable conditions are provided for implementation of bulk water electrolysis with the formation of «explosive mixture» nanobubbles (hydrogen, oxygen). Due to microscopic accumulation of this mixture in the areas of local near-wall laminar water layer disturbance, microexplosions of the «explosive mixture» occur, which intensify corrosion. Under close consideration of the physico-chemical process at the interface, the water molecules are represented as a «spring pendulum», and their intercollision results in vibrational excitation of hydrogen ions (HI) relative to oxygen ions (OI), that differ greatly in the frequencies, specified by the differences in the mass of these ions.

When solving the OI motion equation in the oscillating field of vibrating HI, it was found that a potential field emerged, that prevented the entry of the «heavy» component (OI) to the oscillation center of the «light» component (HI). Oxygen with its high electron affinity forms the electrons' surface density, providing the field strength equal to ~ 2.6 MV/cm, which induces water electrolysis on each nanoparticle with the production of gas components (H_2 , O_2). The presence of hydrogen and hydrogen saturation of the structural material with increased alloying elements grains intensifies the process of material peeling with the formation of nanoparticles.

The safety measures should involve the need of diagnostics of the pipes and the presence of «nanopowders» in the water for timely replacement of pipes with the new ones, which is of vital importance for long operational life reactors.

Key words: NPP safety, reactor cooling system, water molecule, oxygen ions, hydrogen, water electrolysis, corrosion resistance, stainless steel, detonation waves.

REFERENCES

1. Bosh S. A review of Nuclear Piping Failures at their use in establishing the reliability of Piping Systems. *Service Experience in Fossil and Nuclear Power Plant, ASME 1999-PVP*, v. 392, pp. 137-155.
2. Gosselin S., Fleming K. Evaluation of Pipe Failure Potential via Degradation Mechanism Assessment. Proceedings of ICONS 5th International Conference of Nuclear Engineering. Poster 2641-1997. 10 p.
3. Kulakov A.V., Matveev A.L., Ovchinnikov V.A., Roshchin N.G. Determination of Coolant Leaks Flow Rate under the Humidity Control System during Depressurization of the Reactor Cooling Circuit. *Izvestiya RAN. Energetika*. 2013, no. 5, pp. 82-85 (in Russian).
4. Matveev Ye.L., Kulakov A.V., Zubchenko A.S. Acoustic Emission Monitoring of Leak in Pipelines.

- Tyazhyoloe mashinostroenie.* 2015, no. 8, pp. 1-8 (in Russian).
5. Teslenko M.V. Location of Defects on Heat Exchange Tubes of Steam Generators. Predicting the Number of Plugged Tubes. *Tyazhyoloe mashinostroenie.* 2012, no. 8, pp. 35-39 (in Russian).
6. Bogachev A.B., Galiev R.S. Introduction to Automated Residual Life Monitoring System for the Reactor Equipment and Pipelines at the Rostov NPP, Unit 1. *Teploenergetika.* 2003, no. 5, pp. 16-18 (in Russian).
7. Nigmatulin R.I. Dynamics of Multiphase Media, v.1. Moscow. Nauka Publ., 1987. 464 p. (in Russian).
8. Papovyants A.K., Melnikov V.P., Voronin I.A., Grigorov V.V. The Effect of Operating Modes and Physical Characteristics of Slurry Carrying Stream in a Vertical Tube on Near-Wall Particulate Migration (in publishing).
9. March N., Tosi M. Atomic Dynamics in Liquids. Moscow. Metallurgiya Publ., 1980. 296 p. (in Russian).
10. March N.H., Tosi N.L. Introduction to liquid State Physics. London. World Sci. Publ., 2002, 432 p.
11. Nikolai G.J., Pings C.J. Structure of Liquids. *Journal of Chemical Physics,* 1967, v. 46, no. 4, pp. 1401-1411.
12. Margulis M.A. Sonoluminescence. *Uspekhi Fizicheskikh Nauk.* 2000, no. 3, pp 263-287 (in Russian).
13. Moro R., Rabinovitch R., Xia Ch., Kresin V.V. Electric Dipole Moments of Water Claster from a Beam Deflechion Measurement. *Phys. Rev. Lett.* 2006, v. 97, pp. 123-140.
14. Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants, Safety Reports Series. Vienna: International Atomic Energy Agency. 2008, no. 57, 35 p.
15. Lenkey G.B., Szavai Sz., Rozsahegyi P., Kovacs T., Jonas. Sz., Belezna. R. Determination of Mechanical Properties of Aged Components Using Instrumented Hardness Testing and other Miniature Specimen Testing Techniques. *J. Strength of Materials.* Jul 2013, v. 45, no. 4, pp. 433-441.
16. Ugarov S.Yu., Lavrentyev N.P., Motin Y.D., Jurmanov V.A., Pyrkov I.V., Kozhin V.N. Prospects for the application based on the wave optics methods for the detection and fractionation of microparticles in technological media of NPP. Problems and prospects of development of chemical and radiochemical control in nuclear power industry. Abstracts. Sosnovy Bor, 20-22 Sept 2005, pp. 46-47 (in Russian).
17. Rantsev-Kartinov V.A. «Waterspout» as a special type of atmospheric aerosol dusty plasma. Proc. 31st Eur. Phys. Soc. conf. on Plasma Phys. and Contr. Fusion (London, UK, 2004), ECA, v. 28G, pp. 4-5.
18. Kulakov A.V., Rantsev-Kartinov V.A. New nanotechnology – the Basis of Integrated Development and Defense of the RF Coastal and Water Areas. *Economicheskie Strategii.* 2014, no. 9, pp. 22-23 (in Russian).
19. Available at <https://download.e-bookshelf.de/download/0001/1829/05/L-G-0001182905-0002999156.pdf>

Authors

Kulakov Anatoliy Vasilyevich, Advisor Director of Department, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: kulan07@yandex.ru

Rantsev-Kartinov Valentin Andreevich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: rankarva@mail.ru

Mel'nikov Valery Petrovich, Deputy Director General – Director of Department, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: vmelnikov@ippe.ru

Papovyants Al'bert Konstantinovich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: apapovyants@ippe.ru

СТАТИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ДАННЫХ ОБ ОТКАЗАХ ОБОРУДОВАНИЯ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ В УСЛОВИЯХ НЕОДНОРОДНОГО ПОТОКА СОБЫТИЙ. ЧАСТЬ 2

А.В. Антонов, В.А. Чепурко

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ «МИФИ»
249033, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1*



В процессе функционирования техническое оборудование проходит три стадии, для каждой из которых характерна определенная тенденция поведения параметра потока отказов (ППО). В период нормальной эксплуатации значение ППО является приблизительно постоянной величиной. В этом случае предполагается однородность во времени процесса функционирования оборудования, и показатели надежности рассчитываются классическими способами. На этапе приработки ППО убывает со временем, на этапе старения – возрастает. Следовательно, на этапах приработки и старения наработка между двумя последовательно прошедшими отказами не являются одинаково распределенными случайными величинами, а поток отказов нельзя считать рекуррентным. При проведении расчетов характеристик надежности необходимо принимать во внимание неоднородность во времени потока отказов. В работе описывается метод оценивания показателей надежности оборудования АЭС, позволяющий учитывать возможную неоднородность потока отказов. Отмечена специфика поступающих статистических данных об отказах. Описано применение модели, нормализующей функции потока, для расчета требуемых показателей надежности. Приведен практический пример анализа данных об отказах элемента КНК-56 СУЗ Билибинской АЭС. Продолжается изложение методики статистического анализа данных, представленной в [1].

Ключевые слова: поток отказов, неоднородный во времени процесс, нормализующая функция потока, ведущая функция потока, параметр потока отказов.

ВВЕДЕНИЕ

В [1] были указаны основные причины того, что реальные восстанавливаемые технические системы формируют поток отказов, не являющийся однородным во времени. Вероятностные и статистические свойства этого потока по разным причинам изменяются с течением времени. Следовательно, и показатели надежности, даже если они в однородном случае являются константами, будут изменяться сообразно меняющемуся с течением времени потоку отказов. В качестве наиболее проработанных математических моделей, позволяющих учесть изменение свойств точечного

© А.В. Антонов, В.А. Чепурко, 2017

процесса во времени, в [1] указываются неоднородный пуассоновский процесс – NHPP-процесс и модель нормализующей функции потока – НФП. NHPP является частным случаем модели НФП и поэтому она взята за основу, при которой производится расчет различных показателей надежности.

К первым по времени появления неоднородным процессам следует отнести NHPP-процесс. Пуассоновский процесс называется неоднородным, если, в частности, его функция интенсивности $\lambda(t)$ зависит от времени. При этом, согласно новым определениям и понятиям (см. [5, 6]), интенсивность может быть, как детерминированной, так и случайной. К примеру, стохастическая интенсивность зависит от истории точечного процесса и, таким образом, является случайной величиной. У неоднородного пуассоновского процесса по определению отсутствует зависимость от времени, поэтому, соответствующая этому процессу стохастическая интенсивность вырождается в обычную детерминированную интенсивность потока отказов. Наиболее подробно и полно свойства этого вида процессов исследованы в [3, 5, 6]. Необходимо отметить, что классическое понятие интенсивности потока отказов $\lambda(t) = \lim E(\xi[t, t + \Delta t]) / \Delta t|_{\Delta t \rightarrow 0}$ как отношение среднего числа отказов ξ на промежутке $[t, t + \Delta t]$ не полностью описывает точечный процесс. Процессам восстановления необходимо более детальное описание, которое осуществляется такими понятиями, как стохастическая интенсивность и условная функция интенсивности [5, 6].

Рассмотрим источники, авторы которых использовали в исследованиях модель НФП. Способ учета неоднородности при помощи модели НФП описан в работах [7 – 20], в которых последовательно изучаются свойства получаемых процессов. В данных работах вводятся асимптотические характеристики, близкие по смыслу к коэффициенту готовности, получены первые результаты, касающиеся исследования поведения законов распределения i -ой наработки до отказа. В [7, 8] представлено уравнение для определения функции распределения произвольной наработки до отказа в условиях неоднородности потока событий, зная которую можно оценить, например, остаточный ресурс. В [8] получены функции распределения второй и последующих наработок до отказа для степенной модели НФП. В [9, 10] выводятся уравнения для расчета среднего прямого и среднего обратного остаточного времени с учетом неоднородности потока событий. В [11, 12] исследована модель совместного потока событий для расчета коэффициента готовности в условиях неоднородности потока событий, идеи которой несколько пересекаются с двумерными процессами восстановления. В [13 – 16] представлены уравнения для расчета ресурсных характеристик и приведен пример их расчета. В работе [17] предложен метод обработки неоднородных потоков статистических данных об отказах. Авторы представляют такой вид обратной НФП, который приводил бы неоднородный поток отказов к простейшему потоку, и находят выражение для функции распределения произвольной наработки, т.е. фактически применяют модель неоднородного пуассоновского потока, являющегося частным случаем модели нормализующей функции потока.

Целью работы является дальнейшее описание методики оценки показателей надежности оборудования АЭС, позволяющей учесть возможную неоднородность потока отказов, и демонстрации результатов применения методики на реальных данных, полученных из опыта эксплуатации.

МОДЕЛИ НФП И NHPP

Как известно, основной идеей модели нормализующей функции потока (НФП) является построение непрерывного строго монотонно возрастающего отображения Ψ

абстрактного рекуррентного потока событий в реальный поток событий [1]. Пусть, как и прежде, μ_k – момент наступления k -го события абстрактного однородного потока, т.е. $\mu^*_k = \sum \xi_i$ ($i = 1, \dots, k$), где ξ_i – интервал между двумя последовательными событиями однородного потока. В случае однородного (рекуррентного) потока отказов все ξ_i – независимые одинаково распределенные случайные величины (н.о.р.с.в.). Моменты реального потока событий будут определяться формулой

$$\mu_n = \Psi \left(\sum_{i=1}^n \xi_i \right) = \Psi(\mu^*_n); \quad n = 1, 2, \dots; \quad \mu_0 = 0,$$

где $\Psi(\cdot)$ – некоторая непрерывно дифференцируемая строго монотонно возрастающая на $[0; \infty)$ функция, причем $\Psi(0) = 0$. Тогда i -я наработка между отказами

$$\zeta_i = \mu_i - \mu_{i-1} = \Psi(\mu^*_i) - \Psi(\mu^*_{i-1}).$$

Легко показать, что ведущая функция потока (ВФП) (реального потока) отказов будет определяться выражением $\Lambda(t) = \Omega(\Psi^{-1}(t))$, где $\Omega(t)$ – ВФП абстрактного «выпрямленного» потока отказов. Аналогично, параметр (реального) потока отказов (ППО)

$$\lambda(t) = [\Psi^{-1}(t)]' \omega(\Psi^{-1}(t)),$$

где $\omega(t)$ – ППО абстрактного «выпрямленного» потока отказов.

Плотность распределения наработки между отказами однородного потока событий на оси абстрактного времени можно определить, решая уравнение восстановления для ППО:

$$f_\xi(x) = \omega_{\text{я.оц.}}(x) - \int_0^x f_\xi(u) \omega_{\text{я.оц.}}(x-u) du, \quad (1)$$

где $\omega_{\text{я.оц.}}(x)$ – ядерная оценка параметра выпрямленного потока отказов. На этой оценке заканчивается изложение методики в [1] ([1], рис. 4).

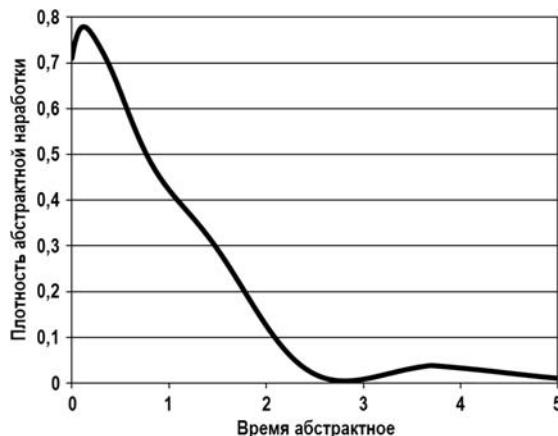


Рис. 1. Непараметрическая оценка плотности распределения абстрактной наработки до отказа

На рисунке 1 показана плотность распределения абстрактной наработки для элемента КНК-56, полученная решением уравнения (1). Для дальнейших расчетов будем использовать полученную ядерную оценку плотности распределения наработки абстрактного однородного потока отказов.

Неоднородный пуассоновский процесс представляет собой частный случай описан-

ной выше модели неоднородного потока событий. Если предположить, что абстрактный поток является обычным однородным пуассоновским процессом (простейшим потоком) с интенсивностью 1, то получается неоднородный во времени пуассоновский процесс – NHPP. В терминах математической статистики при переходе к неоднородному пуассоновскому процессу осуществляется параметризация задачи, и модель из непараметрической (на самом деле полупараметрической) преобразуется в параметрическую. Обычно решение параметрической задачи несколько проще, результат обладает необходимой гладкостью и сравнительной простотой. При этом точность результатов может быть выше результатов, полученных в непараметрической постановке. Однако если предпосылки параметрической модели окажутся неверными, то относительная эффективность полученных оценок в сравнении с непараметрическими аналогами окажется крайне низкой.

Опуская промежуточные выкладки, приведем формулы, по которым происходит расчет показателей надежности для неоднородного пуассоновского процесса. В этом случае

$$f_\xi(x) = \exp(-x) \quad \text{при } x > 0 \quad \text{и} \quad \omega(x) = 1. \quad (2)$$

В теории неоднородных пуассоновских процессов функцию $\Lambda(t)$ называют ведущей функцией потока или (в западной литературе) накопленной интенсивностью (cumulative intensity). Поскольку для простейшего потока отказов $\Omega(t) = t / (E_\xi)$, то с точностью до умножения на некоторую константу $\Lambda(t) = \Psi^{-1}(t)$, где $\Psi^{-1}(t)$ – обратная функция к НФП $\Psi(t)$.

Приведем далее основные показатели надежности, которые рассчитываются в рамках полупараметрической (НФП) и параметрической (NHPP) моделей. Полупараметрическая модель подразумевает параметрическую оценку $\Psi^{-1}(t)$ и непараметрическую оценку абстрактного ППО – $\omega_{\text{я.оц.}}(x)$ (1), в то время как NHPP-модель параметризует не только $\Psi^{-1}(t)$, но и $\omega(x)$ (2). Скорее всего, можно построить чисто непараметрическую НФП-модель, для чего необходимо будет найти непараметрическую оценку регрессии функции $\Psi^{-1}(t)$ и ее производной, но это выходит за рамки существующей методики. Возможно, это будет сделано в дальнейшем.

ОЦЕНКА ПЛОТНОСТИ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ НАРАБОТКИ I-ГО ЦИКЛА РАБОТОСПОСОБНОСТИ

Пусть i -й цикл работоспособности ζ_i – это i -я наработка между двумя последовательными отказами неоднородного потока событий. В [8] приведено выражение для нахождения функции распределения величины ζ_i в рамках НФП-модели:

$$\begin{aligned} F_{\zeta_i}(t) &= \int_0^\infty f_{\mu_{i-1}}(u) F_\xi(\Psi^{-1}(t + \Psi(u)) - u) du, \\ \mu_k &= \sum_{i=1}^k \xi_k, \quad f_{\mu_{i-1}}(t) = \int_0^t f_{\mu_{i-2}}(t-u) f_\xi(u) du, \end{aligned} \quad (3)$$

где μ_k – момент наступления k -го события абстрактного однородного потока отказов; $F_\xi(x)$ – функция распределения наработки выпрямленного потока отказов.

Здесь функция и плотность распределения первой наработки до отказа ζ_1 определяются частным образом:

$$F_{\zeta_1}(t) = P(\zeta_1 < t) = P(\Psi(\xi_1) < t) = F_\xi(\Psi^{-1}(t)), \quad f_{\zeta_1}(t) = (\Psi^{-1}(t))' f_\xi(\Psi^{-1}(t)). \quad (4)$$

Дифференцируя (3), найдем выражение для плотности распределения длительности цикла работоспособности:

$$f_{\zeta_i}(t) = \int_0^{\infty} f_{\mu_{i-1}}(u) f_{\xi}(\Psi^{-1}(t + \Psi(u)) - u) \cdot (\Psi^{-1}(t + \Psi(u)))' du; i = 2, 3, \dots, \quad (5)$$

где $f_{\xi}(x)$ – плотность распределения наработки между отказами выпрямленного потока событий.

Функция распределения первой наработки до отказа ζ_1 в рамках NHPP-модели также определяется частным образом:

$$F_{\zeta_1}(t) = 1 - \exp[-\Lambda(t)]; \quad f_{\zeta_1}(t) = \Lambda'(t) \exp[-\Lambda(t)]. \quad (6)$$

Функция и плотность распределения следующих по порядку наработок до отказа в рамках NHPP-модели будут равны

$$\begin{aligned} F_{\zeta_i}(x) &= 1 - \int_0^{\infty} \frac{u^{i-2}}{(i-2)!} e^{-\Lambda(\Lambda^{-1}(u)+x)} du, \\ f_{\zeta_i}(x) &= \int_0^{\infty} \lambda(\Lambda^{-1}(u)+x) \frac{u^{i-2}}{\Gamma(i-1)} e^{-\Lambda(\Lambda^{-1}(u)+x)} du; \quad i = 2, 3, \dots. \end{aligned} \quad (7)$$

На основании представленных формул рассчитывались характеристики для статистических данных, имеющихся для элемента КНК-56. Результаты расчетов плотностей распределения наработки для первого, второго, третьего и четвертого циклов работоспособности даны на рис. 2.

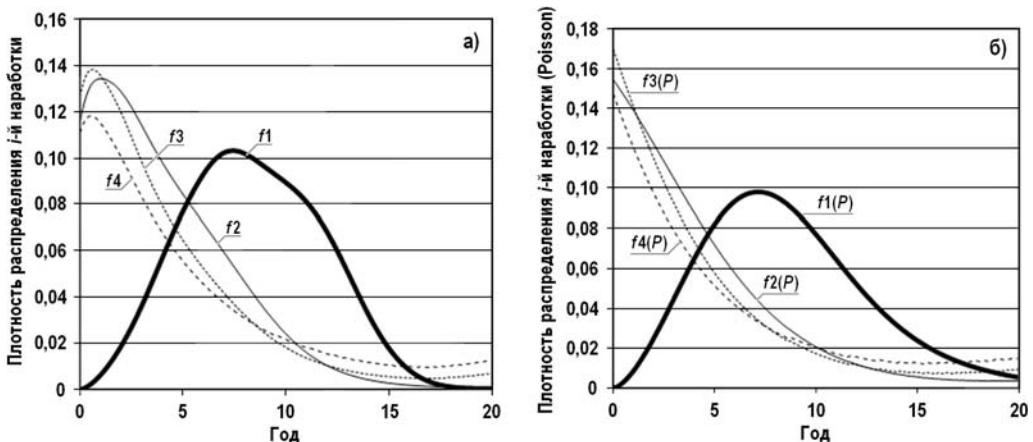


Рис. 2. Плотности распределения четырех циклов работоспособности: а) – НФП-модель; б) – NHPP-модель

Рисунок 3 показывает величины средних наработок до первого, второго, третьего и четвертого отказов, рассчитанных в полупараметрической НФП-модели (сплошная заливка) и параметрической NHPP-модели (узорная заливка). Средние значения наработки до i -го отказа определялись по квадратурным формулам для соответствующих интегралов.

Анализируя исходные данные об отказах элемента КНК-56, представленные в табл. 1 работы [1], можно отметить, что все отказы произошли, в основном, в период с 1974 по 1999 гг., т.е. за первые 25 лет эксплуатации. Поток отказов формируют 16 однотипных элементов. К началу 1980 г. произошло 18 отказов. Предполагая, что условия эксплуатации 16-ти элементов совокупности одинаковы, с большой долей вероятности можно сказать, что каждый из элементов совокупности отказал

как минимум по одному разу, т.е. к 1980 г. для каждого из элементов совокупности завершился первый цикл работоспособности, далее элемент был заменен и начался второй цикл работоспособности конкретного элемента. Целесообразно считать, что средний первый цикл работоспособности равен примерно восьми годам. Результаты расчетов, представленные на рис. 2 (график плотности распределения первого цикла работоспособности), позволяют оценить среднее значение наработки, которое приближенно совпадает с непараметрической оценкой. Также можно отметить, что в период с 1978 по 1987 гг. наблюдалась повышенная частота отказов КНК-56, равная примерно пяти отказам в год. К началу 1985 г. произошло 32 отказа, т.е. в среднем каждый элемент отказал по два раза. Среднее значение второго цикла работоспособности приходится на интервал от трех до пяти лет (см. рис. 3).

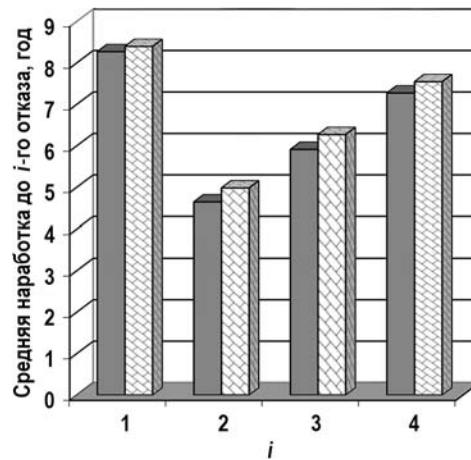


Рис. 3. Средние значения наработки до первого, второго, третьего и четвертого отказов по НФП-модели (сплошная заливка) и по NHPP-модели (узорная заливка)

График плотности распределения второго цикла работоспособности $f_{\zeta_2}(t)$ должен сместиться влево – вероятность малых наработок увеличилась, а больших уменьшилась (см. рис. 2). Плотности третьего и четвертого циклов примерно одинаковы и незначительно отличаются от плотности второго цикла. Подводя итог, можно отметить, что поведение плотности распределения циклов работоспособности и средних наработок до отказа достаточно адекватно описывает входную информацию. Зная $F_{\zeta_i}(t)$ и $f_{\zeta_i}(t)$, можно найти любой интересующий показатель надежности для i -го цикла работоспособности.

Столбчатые диаграммы средних наработок практически одинаковы; незначительно отличаются и графики плотностей. Это позволяет сделать предположение о том, что поток отказов данных элементов представляет собой неоднородный пуассоновский поток. Следовательно, к данному элементу могут быть применимы более простые методы модели неоднородного пуассоновского потока. Кроме этого, в рамках модели неоднородного пуассоновского потока возможно построение доверительных интервалов. Это также планируется сделать в дальнейшем.

ОЦЕНИВАНИЕ РЕСУРСНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК

В работах [9, 10] приведены выражения для расчета в условиях неоднородности потока отказов таких ресурсных характеристик надежности, как среднее обратное ER_t и прямое EV_t остаточные времена (способ определения характеристик R_t и V_t для однородного потока можно найти, например, в [2]). В случае неоднородного потока НФП-модели расчеты необходимо проводить по формулам

$$\begin{aligned}
 ER_t &= t \cdot \left(1 - F_{\xi}(\Psi^{-1}(t)) \right) + \int_0^{\infty} g_R(x; t) f_{\xi}(x) dx, \\
 EV_t &= \int_{\Psi^{-1}(t)}^{\infty} (\Psi(x) - t) f_{\xi}(x) dx + \int_0^{\infty} g_V(x; t) f_{\xi}(x) dx, \\
 g_R(x; t) &= \int_{(\Psi^{-1}(t)-x)\vee 0}^{\Psi^{-1}(t)} (t - \Psi(u)) v(u) du, \\
 g_V(x; t) &= \int_{(\Psi^{-1}(t)-x)\vee 0}^{x} (\Psi(u+x) - t) v(u) du, \\
 v(x) &= F_{\xi}(x) + \int_0^x v(x-u) f_{\xi}(u) du.
 \end{aligned} \tag{8}$$

Расчет ресурсных показателей надежности для случая NHPP-модели значительно упрощается.

Среднее прямое остаточное время

$$EV_t = \int_0^{\infty} e^{-x} \Psi(x + \Psi^{-1}(t)) dx - t. \tag{9}$$

Среднее обратное остаточное время

$$ER_t = t - \int_0^{\Lambda(t)} e^{-x} \Psi(\Psi^{-1}(t) - x) dx. \tag{10}$$

По приведенным формулам на основании статистической информации об отказах элемента КНК-56 выполнены расчеты среднего прямого и обратного остаточного времен. Результаты расчета приведены на рис. 4.

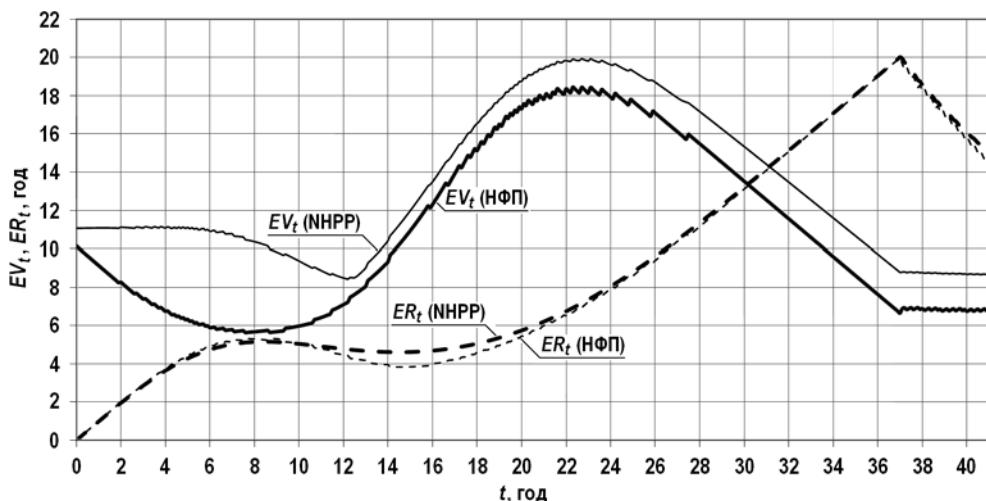


Рис. 4. Средние прямые EV_t и обратные ER_t остаточные времена для моделей НФП и NHPP

Характер поведения данных показателей позволяет сделать заключение о том, что среднее обратное остаточное время достигает

а) локального максимума (пять лет) на восьмой год эксплуатации (1982 г.), следовательно, в предшествующий 1982 г. период отказ элемента имел место, скорее всего, в середине 1978 г.; в 1978 г. закончился этап разрежения потока отказов, их

интенсивность резко возросла;

б) локального минимума (четыре года) на 15-й год эксплуатации (1989 г.). К началу 1987 г. наблюдается пик отказов. В 1987 г. завершился этап сгущения потока отказов.

Дальнейшее поведение показателя ER_t характеризуется практически линейной зависимостью его от времени эксплуатации. Это обусловлено тем, что на интервале с 1999 по 2011 гг. отказов практически не было.

Среднее прямое остаточное время по НФП-модели достигает

а) локального минимума (5.5 лет) на восьмой год эксплуатации (1982 г.), следовательно, пик отказов приходился на 1987 г. (1982+5.5);

б) локального максимума (18 лет) на 22-й год эксплуатации (1996 г.). Следовательно, следующий пик отказов можно ожидать к 2014 г. Действительно, в последние четыре года стали появляться отказы.

В дальнейшем характеристика EV_t до 37-го года убывает, поскольку отказов практически не было в период 1996 – 2011 гг., а следовательно, все меньше времени остается от каждого текущего момента до предполагаемого следующего отказа.

Выполненные расчеты прямого и обратного остаточного времени позволяют спрогнозировать остаточный ресурс изделий.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В статье завершено изложение методики анализа статистических данных об отказах для оценивания показателей надежности оборудования АЭС, позволяющей учесть возможную неоднородность потока событий. Приведены примеры анализа данных на каждом этапе исследования на основании статистической информации об отказах элемента КНК-56, полученной из опыта эксплуатации. По представленной методике проведены расчеты для большой группы элементов системы управления и защиты энергоблока ЭГП-6 на основании информации за длительный период их функционирования (с 1974 по 2014 гг.). Полностью результаты работы представлены в [20].

Литература

1. Антонов А.В., Чепурко В.А. Статистический анализ данных об отказах оборудования атомных станций в условиях неоднородного потока событий. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – №3. – С. 20-29.
2. Байхельт Ф., Франкен П. Надежность и техническое обслуживание. Математический подход. / Пер. с нем. - М.: Радио и связь. – 1988. – 392 с.
3. Антонов А.В., Никулин М.С., Никулин А.М., Чепурко В.А. Теория надежности. Статистические модели. / Учебное пособие. – М.: НИЦ ИНФРА-М, 2015. – 576 с.
4. ГОСТ 27.002-89 Надежность в технике. Основные понятия. Термины и определения.
5. Daley D.J., Vere-Jones D. An introduction to the theory of point processes: Volume 1: Elementary theory and methods. – Verlag New York – Berlin – Heidelberg: Springer, 2003. – 469 p.
6. Чепурко В.А., Чепурко С.В. Модели неоднородных потоков в теории восстановления. / Монография. – Обнинск: ИАТЭ, 2012.- 164 с.
7. Волников И.С., Чепурко В.А. Неоднородный поток отказов и восстановлений. / Диагностика и прогнозирование состояния объектов сложных информационных интеллектуальных систем. Сб. науч. тр. №14 каф. АСУ. – Обнинск: ИАТЭ, 2002. – С. 36-44.
8. Никитина А.Г., Чепурко В.А. Об учете неоднородности потока отказов. / Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем. Сб. науч. тр. №15 каф. АСУ. – Обнинск: ИАТЭ, 2004. – С. 31-36.
9. Скиба М.А. О среднем ресурсе и остаточных временах неоднородного потока отказов. / Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем. Сб. науч. тр. №18 каф. АСУ. /

- Под ред. д.т.н. проф. А.В. Антонова. – Обнинск: ИАТЭ, 2009. – С. 41-56.
10. Чепурко В.А. Характеристики надежности систем с учетом неоднородности потока отказов. / Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем. Сб. науч. тр. №17 каф. АСУ. – Обнинск: ИАТЭ, 2007. – С. 29-40.
11. Иванова К.А., Чепурко В.А. Математическая модель совместного потока событий. / Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем. Сб. науч. тр. №18 каф. АСУ. / Под ред. д.т.н. проф. А.В. Антонова. – Обнинск: ИАТЭ, 2009. – С. 64-79.
12. Antonov A., Belova K., Chepurko V. On one method of reliability coefficients calculation for objects in non-homogeneous event flows. / Mathematical and Statistical Models and Methods in Reliability. Applications to Medicine, Finance, and Quality Control / Ed. By Rykov V.V., Balakrishnan N., Nikulin M.S. – Statistics for Industry and Technology. Springer, 2010. – PP. 51-67.
13. Antonov A.V., Chepurko V.A. The account of ageing effect in operation of the equipment at the stage of nuclear power plant reliability and safety analysis. / Second International Conference on Accelerated Life Testing in Reliability and Quality Control «ALT 2008» (University V. Segalen. Bordeaux 2, France). – PP. 35-39.
14. Иванова К.А., Скиба М.А., Чепурко В.А. Метод оценки показателей надежности систем АЭС в условиях неоднородного потока отказов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – № 4. – С. 29-38.
15. Антонов А.В., Иванова К.А., Чепурко В.А. Статистический анализ данных об отказах оборудования АЭС с учетом неоднородности потока отказов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – № 2. – С. 75-87.
16. Антонов А.В., Чепурко В.А. Оценка показателей надежности систем стареющего типа на примере систем ядерно-энергетической отрасли. // Надежность. – 2010. – Т. 33. – № 1. – С. 18-29.
17. Саакян С.П., Острайковский В.А., Чепурко В.А. Метод обработки статистических данных о надежности оборудования в процессе эксплуатации атомных станций. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 3. – Вып. 1. – С. 30-37.
18. Антонов А.В., Сальников Н.Л., Хромова М.О., Чепурко В.А. Об одной оценке показателей надежности восстанавливаемых технических систем. // Информационные технологии. – 2013. – № 12. – С. 56-61.
19. Антонов А.В., Сальников Н.Л., Хромова М.О., Чепурко В.А. Обоснование метода ядерного оценивания параметра потока отказов восстанавливаемых технических систем. // Информационные технологии. – 2014. – № 12. – С. 3-8.
20. Моисеев И.Ф., Антонов А.В. Вероятностный анализ показателей надежности остаточного ресурса оборудования подсистем СУЗ Билибинской АЭС на основе информации об отказах за период 1974 – 2014 гг. / Технический отчет. – М.: ВНИИАЭС, 2015. – 164 с.

Поступила в редакцию 25.09.2016 г.

Авторы

Антонов Александр Владимирович, профессор, доктор техн. наук
E-mail: antonov@iate.obninsk.ru

Чепурко Валерий Анатольевич, доцент, канд. физ.-мат. наук
E-mail: chepurko@iate.obninsk.ru

UDC 519.7:519.23/.24/.25

STATISTICAL DATA ANALYSIS OF NPP EQUIPMENT FAILURES IN NON-HOMOGENEOUS EVENT FLOW. PART 2

Antonov A.V., Chepurko V.A.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU «MEPhI»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

In the process of its operation, the technical equipment passes through three stages, each of which is characterized by a certain trend in the failure flow parameter (FFP) behavior. During normal operation, the FFP value is approximately constant. In this case, the equipment operation is assumed to be homogeneous and the reliability indices are calculated by classical methods. At the burn-in stage, the FFP decreases with time; at the aging stage, it increases. Therefore, at these stages, the operating times between two successive failures are not identically distributed random values, and the failure flow cannot be considered as recurrent. In calculating the reliability characteristics, it is necessary to take into account the failure flow non-homogeneity in time. The paper describes a method for estimating the NPP equipment reliability indices, which takes into account the possible failure flow non-homogeneity. The specificity of incoming statistical data on failures is noted. A description is given of the normalizing flow function model used for calculating the required reliability indices. As a practical example, data on the Bilibino NPP CPS KNK-56 component failures have been analyzed. The article continues to present the statistical data analysis methods introduced by the authors in their previous work [1].

Key words: failure flow, intensity function, non-homogeneous event flow, normalizing flow function model (NFF), abstract homogeneous flow, counting process, aging system, juvenescent system, renewal equation.

REFERENCES

1. Antonov A., Chepurko V. Statistical analysis of the nuclear power plant equipment failure data in non-homogeneous failure flow. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2016, no. 3, pp. 20-29 (in Russian).
2. Bayhelt F., Franken P. The Reliability and Maintenance. Mathematical approach: first with it. Moscow. Radio i Svyaz' Publ, 1988. 392 p. (in Russian).
3. Antonov A.V., Nikulin M.S., Nikulin A.M., Chepurko V.A. Theory of Reliability. Statistical Models. Moscow. SIC INFRA-M Publ., 2015. 576 p. (in Russian).
4. GOST 27.002-89 Industrial product dependability. General concepts Terms and Definitions (in Russian).
5. Daley D.J., Vere-Jones D. An introduction to the theory of point processes: Vol. 1: Elementary theory and methods. Verlag New York – Berlin – Heidelberg: Springer, 2003. 469 p.
6. Chepurko V.A. Chepurko S.V. Models of nonhomogeneous flows in the renewal theory. Obninsk. INPE Publ., 2012, 164 p. (in Russian).
7. Volnikov I., Chepurko V. Heterogeneous flow failures and restorations. *Diagnostics and forecasting of complex information objects of intellectual systems. Coll. Sci. Works № 14 ACS Dep. Obninsk. INPE Publ.*, 2002, pp. 36-44 (in Russian).
8. Nikitina A., Chepurko V. On account of the failure flow heterogeneity. *Diagnostics and forecasting of complex information objects of intellectual systems. Coll. Sci. Works № 15 ACS Dep. Obninsk. INPE Publ.*, 2004, pp. 31-36 (in Russian).
9. Skiba M. On average, resource and time remaining inhomogeneous flow of failures. *Diagnostics and forecasting of complex information objects of intellectual systems. Coll. Sci.*

- Works № 18 ACS Dep.* Obninsk. INPE Publ., 2009, pp. 41-56 (in Russian).
10. Chepurko V. Reliability characteristics of systems in view of the failure flow heterogeneity. *Diagnostics and forecasting of complex information objects of intellectual systems. Coll. Sci. Works № 17 ACS Dep.* Obninsk. INPE Publ., 2007, pp. 29-40 (in Russian).
 11. Ivanova K., Chepurko V. A mathematical model of the joint event flow. *Diagnostics and forecasting of complex information objects of intellectual systems. Coll. Sci. Works № 18 ACS Dep.* Obninsk. INPE Publ., 2009, pp. 64-79 (in Russian).
 12. Antonov A., Belova K., Chepurko V. On one method of reliability coefficients calculation for objects in non-homogeneous event flows. Mathematical and Statistical Models and Methods in Reliability. Applications to Medicine, Finance, and Quality Control. Ed. by V.V. Rykov, N. Balakrishnan, M.S. Nikulin. Statistics for Industry and Technology. Springer, 2010, pp. 51-67.
 13. Antonov A.V., Chepurko V.A. The account of ageing effect in operation of the equipment at the stage of nuclear power plant reliability and safety analysis. / Second International Conference on Accelerated life testing in reliability and Quality control «ALT 2008» (University V. Segalen. Bordeaux 2, France), pp. 35-39.
 14. Ivanova K., Skiba M., Chepurko V. Method for assessing the reliability of nuclear power plant systems performance in a nonuniform flow of failures. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2009, no. 4, pp. 29-38 (in Russian).
 15. Antonov A., Ivanova K., Chepurko V. Statistical analysis of the failures of nuclear power equipments, taking into account the failure rate heterogeneity. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2011, no. 2, pp. 75-87 (in Russian).
 16. Antonov A.V., Chepurko V.A. Estimation of the reliability of the aging systems like the example of the nuclear power industry systems. *Nadezhnost'.* 2010, v. 33, no. 1, pp. 18-29 (in Russian).
 17. Sahakyan S., Ostreykovsky V., Chepurko V. The method of processing of statistical data on the reliability of the equipment during the operation of nuclear power plants. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2007, no. 3, iss. 1, pp. 30-37 (in Russian).
 18. Antonov A., Salnikov N., Khromova M., Chepurko V. An estimate reliability indices recovered technical systems. *Informatsionnye tekhnologii.* 2013, no. 12, pp. 56-61 (in Russian).
 19. Antonov A., Salnikov N., Khromova M., Chepurko V. The justification of the nuclear parameter estimation flow of failures of technical systems recovered. *Informatsionnye tekhnologii.* 2014, no. 12, pp. 3-8 (in Russian).
 20. Moiseev I.F., Antonov A.V. Probabilistic analysis of the residual resource of reliability indicators subsystems equipment CPS Bilibino on the basis of information about failures from 1974 to 2014. Technical Report. Moscow. VNIIAES Publ., 2015. 164 p. (in Russian).

Authors

Antonov Aleksandr Vladimirovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: antonov@iate.obninsk.ru

Chepurko Valeriy Anatolyevich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: chepurko@iate.obninsk.ru

РАЗВИТИЕ ПОДХОДОВ К ОЦЕНИВАНИЮ ПАРАМЕТРОВ РИСКА

М.А. Елисеева, К.Н. Маловик*

АО «ЦКБ «Коралл»

299028, г. Севастополь, ул. Репина, 1

* Севастопольское региональное отделение МОО «Академия проблем качества»

299016, г. Севастополь, ул. Переяславская, 71



Безопасность при проектировании и эксплуатации опасных производственных объектов (ОПО) обеспечивается во многом за счет идентификации, анализа и прогнозирования риска аварий (отказов), выполняемых с помощью, по возможности, более полной количественной оценки риска при определении технического состояния ОПО [1], что осуществляется Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору России (Ростехнадзор). Среди ОПО при наличии многофакторных рисков на этапе проектирования особое место принадлежит объектам ядерной энергетики, техническим средствам для освоения шельфа, платформам для добычи нефти и газа, а также критически важным объектам инфраструктуры как активам, которые необходимы для нормального функционирования общества и экономики нашего государства в условиях влияния факторов катастрофического риска [2 – 4].

Проблемные вопросы оценивания и прогнозирования показателей опасности рисков неблагоприятных и чрезвычайных ситуаций, аварий и отказов рассматриваются в [2, 3, 5 – 8], где безопасность ОПО определяется двумя основными факторами: вероятностью возникновения неблагоприятного события (ситуации) и ущербом от этого события, с помощью различных методов определения рисков, включая современные достижения асимптотической теории вероятностей экстремальных значений.

Для решения проблемных задач оценки риска рассмотрены вопросы оценивания параметров риска при различных вариантах интерпретации графического пространства состояний ОПО. Показаны особенности оценивания чувствительности риска и степени риска и эволюция подходов для его оценки при проектировании и эксплуатации ОПО. Предложены методики анализа Big Data для менеджмента риска.

Ключевые слова: степень риска, чувствительность риска, остаточный риск, показатель неопределенности, менеджмент риска, большие данные.

ВВЕДЕНИЕ

Методология оценивания рисков в целом является объектом тщательных исследований, выполненных многими выдающимися учеными. В первую очередь, следует отметить подход Э. Гумбеля, основанный на статистике экстремальных значений времени жизни отдельных комплектующих, входящих в состав ОПО. В этом случае про-

гноз оценивается как минимальная величина из экстремальных оценок времени безотказной работы для компонент. Им развиты соответствующие положения, теоретически обоснован подход, при котором доступна полная информация о свойствах распределений времени жизни компонент. Второй подход, развитый Д.Р. Коксом, относится к построению цензурированных оценок результатов специально спланированных экспериментов по исследованию предельных состояний. Он основан на преподложении устойчивости соответствующих статистических свойств исследуемых ОПО. Основой третьего подхода можно считать концепцию обеспечения свойств гарантированности ОПО, которые представляются в этом случае как динамические объекты, функционирующие на заданном множестве состояний. Для системного анализа принимаемых решений в области оценивания и прогнозирования рисков, например, в атомной энергетике, широко распространены идеи Фармера о графической интерпретации зон техногенного риска с помощью диаграмм, представленных линиями равного уровня на плоскости риска [7].

Рассмотрение вопросов оценивания и прогнозирования указанных малоисследованных параметров риска направлено на изучение актуальных задач повышения качества прогноза при выборе или принятии решений в условиях риска при проектировании и эксплуатации ОПО.

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ И РАЗВИТИЕ ОЦЕНИВАНИЯ И ПРОГНОЗИРОВАНИЯ ПАРАМЕТРОВ РИСКА

Анализ недостаточного качества оценивания и прогнозирования риска ОПО и его комплектующего оборудования показывает, что существуют системные причины, которые в обобщенном виде определяются следующими нерешенными проблемными вопросами [10]:

- мало исследованы модели для оценивания и прогнозирования риска ОПО и его комплектующего оборудования;
- недостаточно учитывается динамика поведения характеристик безопасности по отношению к внешним воздействующим факторам;
- не полностью охвачен диапазон маловероятных неблагоприятных событий, приводящих к нарушению безопасности ОПО;
- не хватает статистических данных по отказам комплектующего оборудования ОПО;
- невысокая достоверность расчетных оценок риска из-за различных принимаемых упрощений и т.д.

В то же время оценивание и прогнозирование риска ОПО и комплектующего его оборудования можно осуществить с помощью обобщенной математической модели, описание и графическая интерпретация которой представлена в [11].

Классический подход к определению количественного значения риска R интерпретируется диаграммой Фармера, известной как кривая изориска или равнобочная гипербола, асимптоты которой совпадают с осями координат [11 – 13]. Если вероятность исходных событий P_i и ущерб Z_i являются независимыми случайными величинами, задаваемыми в общем случае своими законами распределения $f_p(p/z_i)$ и $f_z(z/p_i)$, то $R = H\{p, z\}$, и функция распределения риска $F_R(\mu)$ имеет вид [12]

$$F_R(\mu) = \iint_W f_p(p)f_z(z)dpdz, \quad (1)$$

где W – область определения, задаваемая как

$$W : \begin{cases} 0 \leq p \leq 1; \\ 0 \leq z \leq z_{\max}. \end{cases}$$

Тогда может быть представлен набор (множество) кривых равного уровня риска (изориска), который зависит от функциональной структуры и взаимодействий комплектующего оборудования ОПО, влияния факторов внешней среды, видов опасностей и угроз и т.п. [10, 11]. Поэтому существует определенный разброс кривых Фармера, который можно представить в виде области неопределенности, включающей в себя кривые изориска при оптимистическом и пессимистическом прогнозах F_0 , F_{Π} , что показано на рис. 1, где Z – величина ущерба; P – вероятность отказов; F_I – исходная линия изориска.

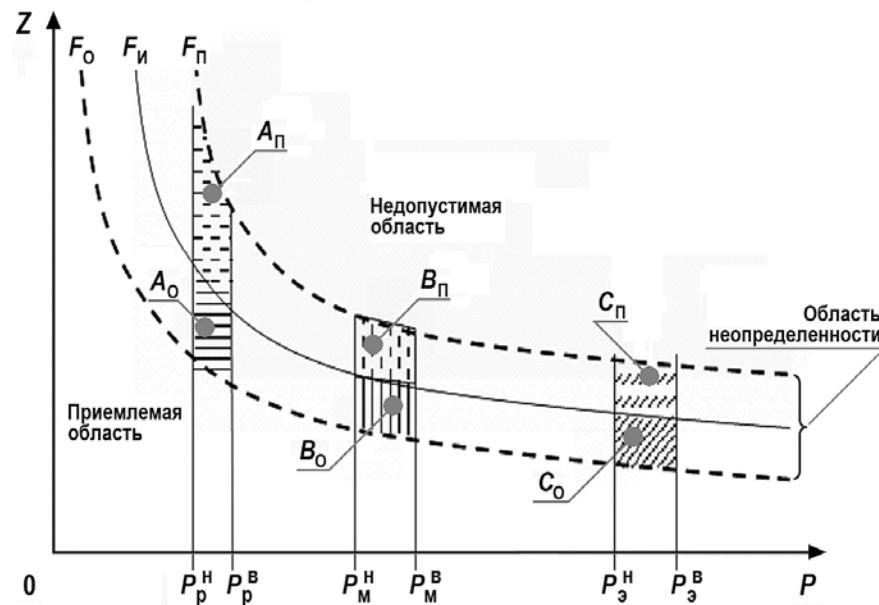
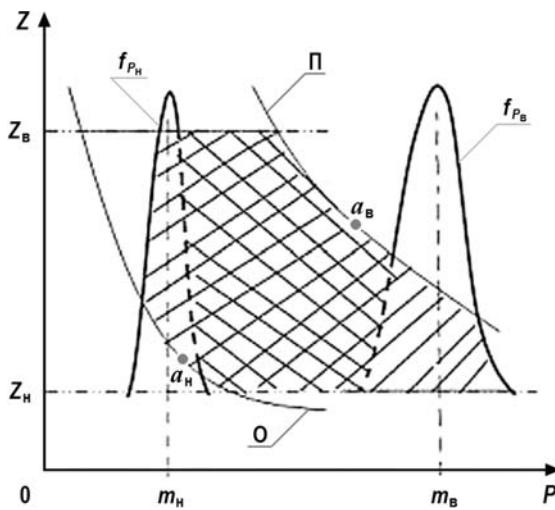


Рис. 1. Совершенствование диаграммы Фармера

Недопустимая область риска расположена выше F_I , приемлемая область риска расположена ниже F_I ; вероятности P_p^H и P_p^B , P_M^H и P_M^B , P_3^H и P_3^B характеризуют нижние и верхние значения интервальной оценки вероятности отказов на этапе разработки, мониторинга при различных испытаниях и эксплуатации комплектующего оборудования ОПО; характеристические зоны рисков указанной области неопределенности A_0 , B_0 , C_0 , A_{Π} , B_{Π} , C_{Π} связаны с наличием ошибок при разработке, мониторинге и эксплуатации при переходе комплектующего оборудования ОПО в область предельных состояний. Характерно, что зоны A_0 , B_0 , C_0 , A_{Π} , B_{Π} , C_{Π} определяют модули, характеризующие поведение кривых изориска. Так как проведению анализа риска присуща значительная неопределенность [14], вызванная изменениями различных параметров и предположений, то применение таких модулей позволяет анализировать чувствительность риска в зависимости от уменьшений отдельных индивидуальных входных параметров.

Применяя материалы работ [14, 15], можно показать, что только метод анализа «затрат и выгод» содержит принцип разделения риска на три уровня:

- уровень, выше которого риск недопустим и не должен быть принят иначе как в экстраординарных обстоятельствах;
- уровень, ниже которого риск незначителен и необходим лишь мониторинг для его поддержания;
- центральная зона, где риск следует удерживать настолько низким, насколько это возможно, наличие которой определяет область допустимого риска, т.е. риск допускают, если получены преимущества. Рассмотрим концепцию построения такой области (рис. 2).

Рис. 2. Концепция построения области неопределенности риска на плоскости ZOP

Известен опыт вычисления значений техногенного риска [11, 15], который показывает, что определение ущерба Z_i принципиальных трудностей не содержит, за исключением организационных, связанных с субъективными факторами. Согласно методике анализа «затрат и выгод», можно ввести верхний (Z_B) и нижний (Z_H) уровни ущерба, ограничивающие область допустимого риска (см. рис. 2). Известно [11], что большинство проблем возникает при определении значений вероятностей исходных событий отказов. К настоящему времени разработаны и рекомендованы многими национальными и международными организациями разнообразные модели, основанные на логико-вероятностных методах, в которых используются характеристики надежности оборудования в виде вероятности или интенсивности отказов. Это связано с учетом таких условий, как высокая надежность оборудования, малое число отказов, неоднородность выборок, разнородность элементной базы, различие технологических схем и т.д. Поэтому можно предположить аналитические зависимости для функции плотности распределения риска, применение которых должно учитывать их нижний (f_{P_H}, m_H) и верхний (f_{P_B}, m_B) уровни (см. рис. 2) применительно к нормальному закону распределения. В результате можно предложить графическую интерпретацию концепции построения области неопределенности риска на плоскости ZOP , где штриховкой выделены ее минимальная и максимальная площади.

Таким образом, модель области неопределенности риска можно интерпретировать в следующей последовательности.

Используя заданные показатели надежности исследуемого ОПО, можно получить множество вероятностей отказов $P = \{p_1, p_2, \dots, p_n\}$, $p_i \in P$, $i = 1, \dots, n$, включая нижнее (m_H) и верхнее (m_B) значения их математических ожиданий. Для прогнозных значений m_H и m_B целесообразно вычислить соответствующие распределения вероятностей отказов f_{P_H} и f_{P_B} с учетом использования наиболее распространенных законов распределения применительно к исследуемому объекту.

Границы диапазона изменений математических ожиданий вероятности отказов $m_H - m_B$ позволяют построить предельно допустимые кривые изорисков O и Π , используя уравнение $R = 0,5a^2$, где a – вершина равнобочкой гиперболы, минимальное значение которой a_H соответствует оптимистическому прогнозу (O), а максимальное a_B – пессимистическому (Π). Таким образом, предложено получить границы центральной зоны области допустимого риска, для дальнейшего построения которой следует определить плотности распределений вероятности отказов f_{P_H} и f_{P_B} , а так-

же показать диапазон изменений ущерба от свершения i -х отказов в виде нижней Z_{H} и верхней Z_{B} границ (см. рис. 2).

Модель области неопределенности риска на плоскости ZOP можно описать для определенного закона распределения с помощью системы уравнений

$$\begin{aligned} P &= \{p_1, p_2, \dots, p_n\}, \quad p_i \in P, \quad i = 1, \dots, n; \\ Z &= \{z_1, z_2, \dots, z_n\}, \quad z_i \in Z, \quad i = 1, \dots, n; \\ R_0 &= (P \cdot Z)_0 = 0,5a_{\text{H}}^2; \\ R_{\Pi} &= (P \cdot Z)_{\Pi} = 0,5a_{\text{B}}^2; \\ f_{P_{\text{H}}} &= f_P(m_{\text{H}}); \quad f_{P_{\text{B}}} = f_P(m_{\text{B}}). \end{aligned} \quad (2)$$

Таким образом, на основании методологии вероятностной оценки риска предложен подход разработки адекватных моделей, учитывающих неопределенность реализации событий, который иллюстрируется с помощью рис. 2 и системы уравнений (2). Необходимо понимать, учитывая [12], что анализ неопределенности является главной частью вероятностной модели риска и обеспечивает основу для применения результатов предложенного подхода при принятии решений в области менеджмента риска. Согласно международным стандартам [9, 14], анализ неопределенности предусматривает определение изменений и неточностей в результате моделирования, которые являются следствием отклонений параметров и предположений, применяемых при построении модели. Областью, тесно связанной с анализом неопределенности, является анализ чувствительности – тип анализа неопределенности, направленный на оценку влияния на результаты изменений (вследствие неопределенности в предположениях) при моделировании физических параметров и основных опасных событий. Анализ чувствительности выполняют, применяя метод вероятностной оценки риска [15] для выявления исходных факторов или элементов, изменения которых вызывают наибольшие отклонения конечной оценки риска, а также для оценки результатов вероятностной оценки в зависимости от нескольких основных событий. Таким образом, под анализом чувствительности можно понимать [15] определение изменений в реакции модели на отклонение отдельных параметров модели (в статье вопросы ранжирования при вероятностной оценке риска не рассматриваются).

В общем случае допустимое отклонение риска ΔR можно представить выражением

$$\Delta R = \sum_{j=1}^k S_j \Delta v_j, \quad (3)$$

где $j = 1, \dots, k$ – число определяющих (характерных) аргументов модели для исследуемого объекта; Δv_j – максимальное отклонение от средних значений выбранных аргументов модели области неопределенности риска исследуемого объекта; S_j – чувствительность риска, определяемая в виде частной производной по выбранным аргументам, исследование которого рассмотрено в [15].

Учитывая [12, 15], можно показать, что наиболее полное представление о риске дает пространственная иллюстрация динамики изменения оценок риска, которую можно получить, моделируя функцию плотности распределения риска от выбранных аргументов. Такими аргументами могут быть математические ожидания вероятности отказа (события) или ущерба и среднеквадратические отклонения вероятности отказа (события) или ущерба. Для более детального исследования эти аргументы могут рассматриваться как функции, зависящие от технических параметров комплектующего оборудования ОПО, которые выбраны критическими. Тогда можно классифицировать множество функций риска для выбранных влияющих факторов (аргу-

ментов) при заданных значениях аргументов, постоянных для текущего эксперимента. При этом необходимо учитывать законы распределения вероятности исходных событий (отказов) и ущерба [12], что дает возможность исследовать функцию плотности распределения риска, которая, например, для закона Гаусса имеет вид

$$f_R(r) = \frac{1}{2\pi\sigma_p\sigma_z} \int_0^1 \frac{1}{p} \exp\left(-\frac{(p-m_p)^2}{2\sigma_p^2} - \frac{(r/p-m_z)^2}{2\sigma_z^2}\right) dp, \quad (4)$$

где m_p – математическое ожидание вероятности; m_z – математическое ожидание ущерба; σ_p – среднеквадратическое отклонение (СКО) вероятности; σ_z – СКО ущерба при $m_p \geq 3\sigma_p$ и $m_z \geq 3\sigma_z$.

Следовательно, при исследовании влияющего аргумента, например, m_p , плотность распределения риска определяется при заданном риске r и дискретных интервалах σ_p, m_z, σ_z с учетом того, что влияющими аргументами можно считать аргументы σ_p, m_z, σ_z , при которых исследование соответствующих сценариев осуществляется аналогично. Графически динамика функции плотности распределения риска $f_R(r)$ (рис. 3) иллюстрирует пространственное представление данных на этапе проектирования комплектующего оборудования ОПО, а также после генерации прогнозов при мониторинге рисков ОПО.

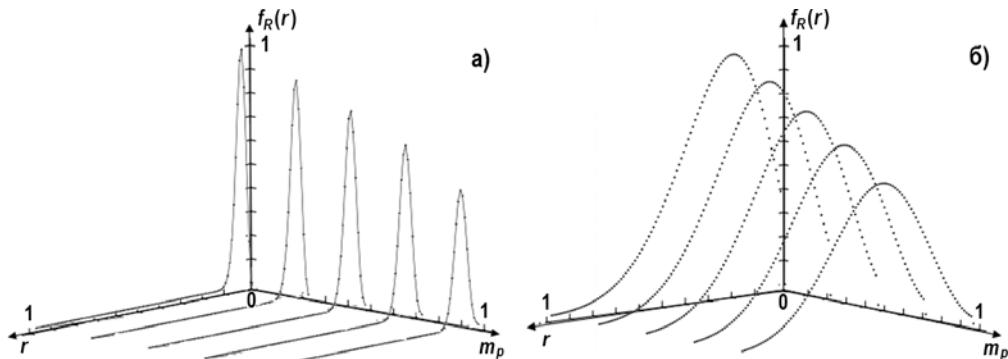


Рис.3. Динамика функции плотности распределения риска $f_R(r)$ для $r \in [0,1; 0,2; 0,3; 0,4; 0,5; 0,6; 0,7; 0,8; 0,9]$ и $m_p \in [0,5; \dots; 1]$: а) – $\sigma_p = 0,17; m_z = 0,1; \sigma_z = 0,03$; б) – $\sigma_p = 0,3; m_z = 0,6; \sigma_z = 0,2$

Приведенное исследование чувствительности риска – одного из определяющих его параметров – показывает, что пространственное представление риска позволяет повысить такие показатели качества проектирования, как полнота, точность и достоверность, а следовательно, научно обосновать принимаемые решения как при проектировании, так и эксплуатации ОПО.

Целесообразно рассмотреть оценивание степени риска как одного из характерных понятий при анализе риска ОПО. Известно [2, 9, 17], что степень риска представляет собой вероятность появления нежелательных последствий воздействия любых факторов риска в любой момент времени в процессе функционирования ОПО и его комплектующего оборудования. Поскольку при безопасной эксплуатации ОПО должна обеспечиваться идентификация риска, можно представить динамику изменений интенсивности отказов $\lambda(t)$ (рис. 4) при различных ситуациях проведения мониторинга технического состояния эксплуатируемого оборудования ОПО с учетом пессимистического и оптимистического характеров процессов старения, деградации и т.п. Рисунок 4 представляет собой геометрическую интерпретацию совместного изображения функции $\lambda(t)$ и плотности $\phi(\lambda)$, распределенной по нормальному закону, синхронизированных относительно заданных моментов времени мониторин-

га технического состояния эксплуатируемого оборудования ОПО. На рисунке используются те же обозначения, что и в [9, 16]: λ_n – предельный уровень интенсивности отказов; λ_h – начальный уровень надежности; λ^b_m и λ^h_m – верхнее и нижнее значения интенсивности отказов для заданной области мониторинга предельных и предотказных состояний; $t_{\text{пр}}$ – время «приработки»; t_h – назначенный ресурс; t_t – т-процентный ресурс; t_n, t_0 – времена предельного состояния для пессимистического и оптимистического характера прогноза; $t_1 - t_4$ – выбранные фиксированные моменты времени при контроле предотказных и предельных состояний; $\lambda_n(t), \lambda_0(t)$ – выбранные (или заданные) аппроксимирующие функции интенсивности отказов при пессимистическом и оптимистическом прогнозах соответственно; $\varphi_n(\lambda), \varphi_0(\lambda)$ – плотности распределения, характеризующие интенсивности отказов в моменты времени t_n, t_0 ; P_n, P_0 – вероятности прогноза пессимистического и оптимистического деградационного процессов в условиях предотказного состояния в моменты времени $t_1 - t_4$; «–» – знак, характеризующий, что предотказное состояние находится в области мониторинга; «+» – знак, характеризующий, что предотказное состояние приближается к предельному.

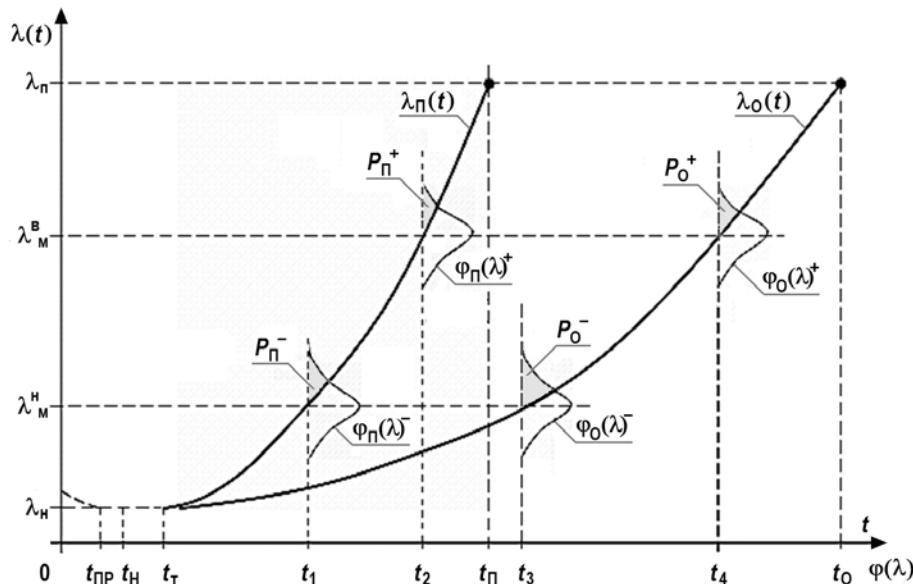


Рис. 4. Геометрическая интерпретация изменений интенсивности отказов $\lambda(t)$ при ситуационном анализе динамики ресурсоспособности ОПО

Оценивание степени риска с помощью вероятностей P_n, P_0 на базе предложенного пространственного представления исследуемых предотказных и предельных состояний определяется следующими воздействующими факторами:

- допустимой областью мониторинга предотказных и предельных состояний ОПО, ограниченной значениями λ^h_m, λ^b_m ;
- трендами аппроксимирующих функций $\lambda_n(t), \lambda_0(t)$;
- моментами времени контроля предотказных и предельных событий $t_1 - t_4$ при мониторинге эксплуатируемого оборудования ОПО;
- коренными причинами отказов, определяющими плотности распределения $\varphi_n(\lambda), \varphi_0(\lambda)$, характеризующие техническое состояние в моменты времени $t_1 - t_4$.

Можно показать, что при оценивании различных параметров риска, таких как чувствительность риска и степень риска, применяются различные варианты графической интерпретации пространства состояний риска (см. рис. 3, 4). При этом двумерное пространство риска не всегда достаточно для достоверного информационного

обеспечения при принятии решений об устойчивой долгосрочной эксплуатации ОПО и его комплектующего оборудования [16]. Это приводит к необходимости применения трехмерного пространства риска [16, 17] и решения системы уравнений (с учетом обозначений, принятых выше)

$$\begin{aligned} p \cdot z &= 0,5(a_j)^2; \\ r &= 0,5(a_j)^2; \\ p &= z, \end{aligned} \quad (5)$$

где вершина равнобочкой гиперболы $a_j = j + 1$ для значений $j = 0, \dots, N - 1$ (N – число кривых изориска).

Тогда пространство риска отказов можно представить в виде рис. 5, где (см. [16, 17]) R_{No} – значение риска, отражающее пессимистический прогноз при эксплуатации ОПО; R_{Oo} – значение риска, отражающее оптимистический прогноз при эксплуатации ОПО; R_{y1o} – значение риска, отражающее оптимистический прогноз при эксплуатации технического устройства Y_1 ОПО; R_{y2o} – значение риска для оптимистического прогноза при эксплуатации технических устройств Y_2 ОПО; R_{y2} – значение риска для фактического технического состояния при эксплуатации технического устройства Y_2 ОПО; $Y_1, Y_{1o}, O_{1o}, O_{1n}$ – точки кривой, отражающей динамику риска в пространстве при эксплуатации технического устройства Y_1 ОПО; $Y_2, Y_{2o}, O_{2o}, O_{2n}$ – точки кривой, отражающей динамику риска в пространстве при эксплуатации технического устройства Y_2 ОПО.

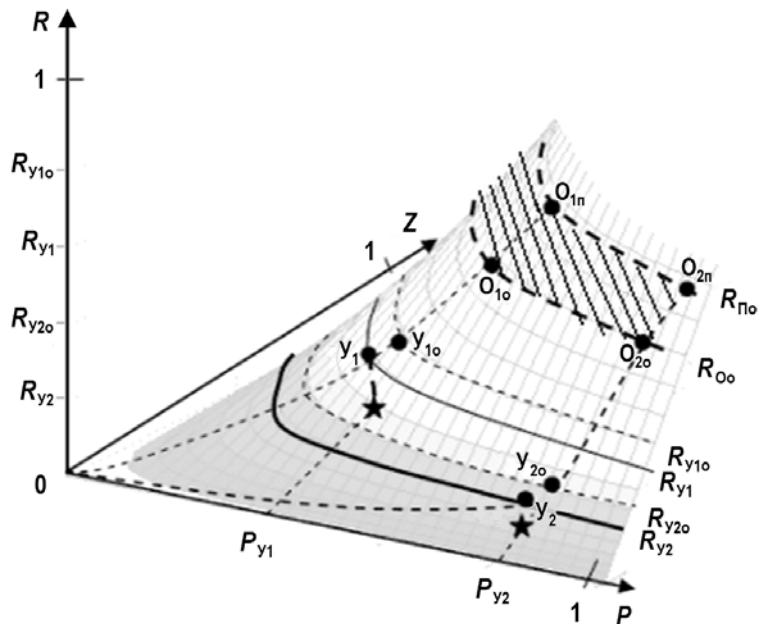


Рис. 5. Пространство риска отказов при эксплуатации ОПО

Предложенная концепция пространства рисков отказов позволяет более полно описывать возможные или грозящие события с катастрофическими последствиями и потерями. Необходимость такого подхода рекомендуется международным стандартом [9], что позволяет применять такие параметры, как остаточный риск и показатель неопределенности риска. Отрезки кривых между точками Y_1 и Y_{1o} и Y_2 и Y_{2o} характеризуют остаточный риск для технических устройств Y_1 и Y_2 соответственно, а отрезки кривых между точками Y_1 и O_{1o} и Y_2 и O_{2o} – остаточный риск для ОПО

относительно отказов технических устройств У1 и У2. Таким образом, ЛПР получает возможность иметь существенно больше информации для осуществления менеджмента риска при эксплуатации ОПО. Кроме исследований в приемлемой области пространства риска ОПО можно одновременно исследовать параметры риска в области неопределенности. Поэтому можно предложить следующую последовательность процедур менеджмента риска ОПО и его технических устройств:

- оценивание остаточного риска с последующим определением чувствительности риска при исследовании приемлемой области пространства риска;
- оценивание показателя неопределенности риска с последующим определением чувствительности при исследовании области допустимого риска.

В эволюции подходов к оцениванию указанных параметров риска на этапах как проектирования, так и эксплуатации ОПО и его комплектующих устройств для обеспечения высокого качества проектирования и эксплуатации ОПО целесообразно применение информационных технологий Big Data [18]. Для этого можно рекомендовать методики анализа Big Data для менеджмента риска, предложенные в табл. 1.

Таблица 1

Методики анализа Big Data, рекомендуемые для менеджмента риска

Обозначение	Содержание
<i>A/B testing</i>	Методика, ориентированная на поочередное сравнение контрольной выборки с другими, при котором выявляется наилучшая комбинация требуемых исследуемых показателей
<i>Data mining</i>	Совокупность методов обнаружения знаний, необходимых для принятия решений по определению прогноза поведенческой модели
<i>Ensemble learning</i>	Метод располагает широким спектром предиктивных моделей, что делает прогнозирование максимально эффективным
<i>Predictive modeling</i>	Совокупность методик, нацеленных на создание математической модели, предваряющей заданный вероятный сценарий развития событий
<i>Regression</i>	Совокупность статистических методов для обнаружения закономерности между изменением зависимой переменной и одной или несколькими независимыми
<i>Signal processing</i>	Совокупность методик, взятая из радиотехники, направленная на распознавание сигнала на фоне шума и его последующий анализ
<i>Spatial analysis</i>	Ряд методик анализа пространственных данных
<i>Simulation</i>	Методики моделирования поведения сложных систем, предназначенные для прогнозирования и проработки возможных сценариев поведения
<i>Time series analysis</i>	Совокупность методов анализа повторяющихся последовательностей данных, применяемых, как правило, при мониторинге
<i>Visualization</i>	Ряд методов графического представления результатов анализа больших данных для облегчения и удобства их интерпретации

На основании полученных результатов исследования можно считать, что предложенные параметризация риска и концепция пространства рисков позволяют научно обосновать повышение показателей качества проектирования и эксплуатации ОПО и его комплектующих устройств.

Литература

1. Закон о промышленной безопасности опасных производственных объектов от 21.07.1997 №116-ФЗ.
2. Згуровский М.З., Панкратова Н.Д. Системный анализ. Проблемы, методология, приложения. / Учебник для вузов. – К.: Наукова думка, 2011. – 726 с.
3. Острейковский В.А. Эксплуатация атомных станций / Учебник для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 1999 – 928 с.
4. Лапа М.В., Маловик К.Н. Развитие научных основ повышения качества эксплуатации и ресурсоспособности критически важных объектов инфраструктуры / Монография. –

Харьков: Индустрія, 2016. – 280 с.

5. Махутов Н.А., Фролов К.В., Драгунов Ю.Г. Анализ риска и повышения безопасности водо-водяных энергетических реакторов / Институт машиноведения им. А.А. Благонравова РАН. – М.: Наука, 2009. – 499 с.
6. Акимов В.А., Быков А.А., Щетинин Е.Ю. Введение в статистику экстремальных значений и ее приложения / Монография / МЧС России. – М.: ФГУ ВНИИ ГОЧС (ФЦ). 2009. – 524 с.
7. Бегун В.В., Горбунов О.В., Каденко И.Н. Вероятностный анализ безопасности атомных станций (ВАБ)/ Учеб. пособие. – К.: Наукова думка, 2000. – 568 с.
8. Антонов А.В. Системный анализ / Учеб. для вузов. – 2-е изд., стер. – М.: Высшая школа, 2006. – 454 с.
9. ISO/IEC 31010:2009 Risk management – Risk assessment techniques.
10. Маловик К.Н. Развитие научных основ повышения качества оценивания и прогнозирования ресурсных характеристик сложных объектов / Монография. – Севастополь: СНУ-ЯЭиП, 2013. – 332 с.
11. Острайковский В.А. Математическое моделирование техногенного риска от эксплуатации нефтегазового оборудования // Вестник кибернетики. – 2012. – № 11. – С. 71 – 75.
12. Маловик К.Н., Елисеева М.А. Оценка технического риска при мониторинге и устойчивой эксплуатации сложных объектов // «Устойчивое развитие». Технологии охраны окружающей среды. – Варна – август 2014. № 20. Болгария, Варна: Международная ассоциация «Устойчивое развитие» (МАУР). – С. 125-130.
13. Елисеева М.А., Маловик К.Н., Мирошниченко А.Н. Менеджмент ресурсоспособности оборудования горного производства // Горный информационно-аналитический бюллетень (научно-технический журнал). – 2015. – Т. 8. – С. 315-322.
14. ГОСТ Р ИСО/МЭК 31010 -2011. Менеджмент риска. Методы оценки риска.
15. Eliseeva M., Malovik C. Sensitivity Assessment in Risk Management // Scientific Israel – Technological Advantages – 2015. – Vol. 17. – No. 3-4. – PP. 142-148.
16. Елисеева М.А., Маловик К.Н. Совершенствование оценивания риска // Качество и жизнь – 2016. – №1. – С.74-76
17. Елисеева М.А. Маловик К.Н., Маловик С.К. Совершенствование нормативной базы по эксплуатации изделий ВВТ. / Научные труды МОО «Академия проблем качества» РФ. // Качество и жизнь. Спецвыпуск – 2016. – С. 105-111.
18. Майер-Шенбергер В. Большие данные. Революция, которая изменит то, как мы живем, работаем и мыслим / В. Майер-Шенбергер, К. Куффер; пер. с англ. – М.: Манн, Иванов и Фербер, 2014. – 240 с.

Поступила в редакцию 23.12.2016 г.

Авторы

Елисеева Мария Александровна, инженер 2-й категории, аспирант
E-mail: marysia_a_a@mail.ru

Маловик Константин Николаевич, президент 2-го Севастопольского регионального отделения МОО «Академия проблем качества», профессор, д.т.н.
E-mail: igimar@mail.ru

UDC 62.192:682.039

DEVELOPMENT OF ESTIMATION OF PARAMETERS OF RISK

Eliseyeva M.A. Malovik K.H.*

JSC CDB «Corall». 1 Repin st., Sevastopol, 299028 Russia

* Sevastopol regional office of MOO «Academy for Problems of Quality»
71 Pereyaslavskaya st., Sevastopol, 299016 Russia

ABSTRACT

The production safety at projection and operation of the hazardous production facilities (HPF) is provided, in many respects, due to identification, the analysis and prediction of risk of accidents (refusals) which are carried out by means of, whenever possible, more the overall quantitative assessment of risk, when determining technical condition of HPF [1] that is carried out by Federal Service for Environmental, Technological and Nuclear Supervision of Russia (Rostekhnadzor). Among HPF with multifactorial risks at a design stage the special place belongs to objects of a nuclear power engineering, technical means for development of the shelf, to platforms for oil and gas production, and to also crucial infrastructure facilities as assets which are absolutely necessary for normal functioning of society and economy of our state in the conditions of unexpected influence of factors of catastrophic risk [2 – 4].

Problematic issues of estimation and prediction of indexes of danger of risks of adverse and emergency situations, accidents and refusals are considered in [2, 3, 5 – 8] where safety of HPF on the stipulated interval of time is defined by two major factors: probability of emergence of an adverse event (situation) and damage from this event, by means of various methods of determination of risks, including the modern achievements of asymptotic probability theory of extreme values.

For solution of problem tasks of estimation of risk questions of a parameter estimation of risk at various options of interpretation of the graphic state space of HPF are considered in this work. Features of estimation of sensitivity of risk and degree of risk and evolution of approaches for estimation of risk at projection and operation of HPF are shown. Techniques of the analysis of Big Data for management of risk are offered.

Key words: risk degree, sensitivity of risk, residual risk, index of indeterminacy, management of risk, larger data.

REFERENCES

1. Law on the production safety of hazardous production facilities of 21.07.1997 No. 116-FZ (in Russian).
2. Zgurovskiy M.Z., Pankratova N.D. Systems analysis. Problems, methodology, applications. Kiev. Naukova dumka Publ., 2011. 726 p. (in Russian).
3. Ostreykovskiy V.A. Operation of nuclear power plants. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1999. 928 p. (in Russian).
4. Lapa M.V., Malovik K.N. Development of scientific bases of upgrading of operation and resursosposobnost of crucial infrastructure facilities. Kharkov. Industriya publ., 2016. 280 p. (in Russian).
5. Mahutov N.A., Frolov K.V., Dragunov Yu.G. Analysis of risk and increase in safety of water-to-water power reactors. Moscow. Science Publ, 2009. 499 p. (in Russian).
6. Akimov V.A., Byikov A.A., Schetinin E.Yu. Introduction to statistics of extreme values and its applications. MChS Rossii. Moscow. FGUVNIIGOChS (FTs) Publ., 2009. 524 p. (in Russian).
7. Begun B.B., Gorbunov O.V., Kadenko I.N. Probabilistic analysis of the safety of nuclear power plants (PSA). Kiev, Naukova Dumka Publ., 2000. 568 p. (in Russian).

8. Antonov A.V. Systems analysis. Moscow. Vysshaya Shkola Publ., 2006. 454 p. (in Russian).
9. ISO/IEC of 31010:2009 Risk management – Risk assessment techniques
10. Malovik K.N. Development of scientific bases of upgrading of estimation and prediction of resource characteristics of the composite objects. Sevastopol. SNUYaP Publ., 2013. 332 p. (in Russian).
11. Ostreykovskiy V.A. Mathematical model operation of technogenic risk from operation of an oil and gas inventory. *Vestnik kibernetiki*. 2012, no. 11, pp. 71-75 (in Russian).
12. Malovik K.N., Eliseeva M.A. Assessment of technical risk when monitoring and steady operation of the composite objects. «Sustainable development». Technologies of environmental protection. Varna – August, 2014. Bulgaria, Varna. International association «Sustainable development» (MAUR) Publ., 2014, no. 20, pp. 125-130.
13. Eliseeva M.A., Malovik K.N., Miroshnichenko A.N. Management of a resursosposobnost of an inventory of mining. *Gornyj informatsionno-analiticheskij byulleten'*. 2015, v. 8, pp. 315-322 (in Russian).
14. GOST R ISO/MEK 31010-2011. Management of risk. Methods of assessment of risk.
15. Eliseeva M., Malovik C. Sensitivity Assessment in Risk Management. *Scientific Israel – Technological Advantages*. 2015, v. 17, no. 3-4, pp. 142-148.
16. Eliseeva M.A., Malovik K.N. Perfecting of estimation of risk. *Kachestvo i zhizn'*. 2016, no. 1, pp. 74-76 (in Russian).
17. Eliseeva M.A., Malovik K.N., Malovik S.K. Perfecting of the regulatory base on operation of products VVT. Scientific works of MOO «Academy of Problems of Quality». Russian Federation. *Kachestvo i zhizn'*. Special issue. 2016, pp. 105-111 (in Russian).
18. Mayer-Shenberger Victor, Kukyer Kenneth. Big Data. Revolution which will change how we live we work and we think. Moscow. Mann, Ivanov and Ferber Publ., 2014. 240 p. (in Russian).

Authors

Eliseyeva Maria Aleksandrovna, Engineer of JSC CDB «Corall», PhD Student
E-mail: marysia_a_a@mail.ru

Malovik Konstantin Nikolaevich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: igimar@mail.ru

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ НЕРАЗРУШАЮЩИХ МЕТОДОВ КОНТРОЛЯ ^{235}U И ^{239}Pu В КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛАХ ПРИ ВЫСОКОМ УРОВНЕ ГАММА-ФОНА

М.Ю. Калёнова, А.В. Ананьев, П.Б. Басков, С.В. Скляров

АО «Ведущий научно-исследовательский институт химической технологии»
115409 Россия, г. Москва, Каширское шоссе, д.33. ГК «Росатом»



Рассмотрены потенциально возможные методы определения малых количеств делящихся материалов (ДМ) (0,001 масс. %) в условиях высокого гамма-фона, проведено их сравнение и выбор наиболее оптимального варианта контроля ядерных материалов (ЯМ) в отработанных тепловыделяющих сборках (ОТВС). С помощью численного моделирования установлено, что установка, основанная на методе пассивного нейтронного контроля, может использоваться для косвенного обнаружения ДМ при известных величинах выгорания и выдержки отработанного ядерного топлива (ОЯТ). Проведено сравнение двух типов детекторов: ^3He -счетчики и камеры деления на основе ^{235}U . Показана перспективность использования ^3He -счетчиков на основе счетчика нейtronов СНМ-18 и отмечены недостатки пассивного контроля.

Наиболее оптимальным для решения поставленной задачи является метод активного нейтронного контроля. Расчетная модель установки показывает превышение сигнала над тройной погрешностью фона (внешнего и собственного от изотопов Ст) более 12-ти раз. Для повышения эффективности регистрации сигнала в состав установки внесены модификации, учитывающие неоднородность геометрического положения конструкционных материалов (КМ) в измерительной камере. Предложенная методика позволяет оперативно узнать содержание ^{239}Pu , ^{242}Cm , ^{244}Cm в ОТВС. После определения количества ^{239}Pu возможна оценка содержания других изотопов (Am, U, Nr) за счет постоянства отношения массы ^{239}Pu к массе выявляемого актинида.

Ключевые слова: делящиеся материалы, активный контроль, ОТВС, конструкционный материал, ^3He -счетчик, гамма-фон.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в России реализуется проектное направление «Прорыв» в рамках ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 гг. и на перспективу до 2020 года». Проектом предусмотрено создание опытно-демонстрационного энергетического комплекса с ЗЯТЦ на базе реактора БРЕСТ-ОД-300, включая пристанический модуль переработки и обращения с облученным ядерным топливом (ОЯТ) и радиоактивными отходами.

© М.Ю. Калёнова, А.В. Ананьев, П.Б. Басков, С.В. Скляров, 2017

Ключевым параметром в разработке технологии переработки нитридного ОЯТ является количество потерь делящихся материалов, которое совместно с отходами не должно превышать 0,1%. Эта величина связана с целесообразностью максимального использования энергетического потенциала урана и плутония и с соблюдением принципов радиационно-эквивалентного захоронения РАО. Предполагается, что пирохимический передел нитридного ОЯТ будет включать в себя разборку ОТВС; механическую резку твэлов; отделение ОЯТ от КМ твэлов растворением последних в расплаве цинка; перегонку насыщенного раствора КМ в цинке, в результате чего чистый цинк вновь отправляется на растворение оболочек, а в кубовом остатке образуется крупка с составом, идентичным исходной стали ЭП-823, загрязненная ДМ. На доочистку должны поступать КМ твэлов внутрикассетного дожигания америция, представляющие собой фрагменты стали ЭП-823 размером до 35 мм. Схема процесса представлена на рис. 1. Регламентированные потери актинидов совместно с отходами на данных технологических операциях не должны превышать 0,001%.

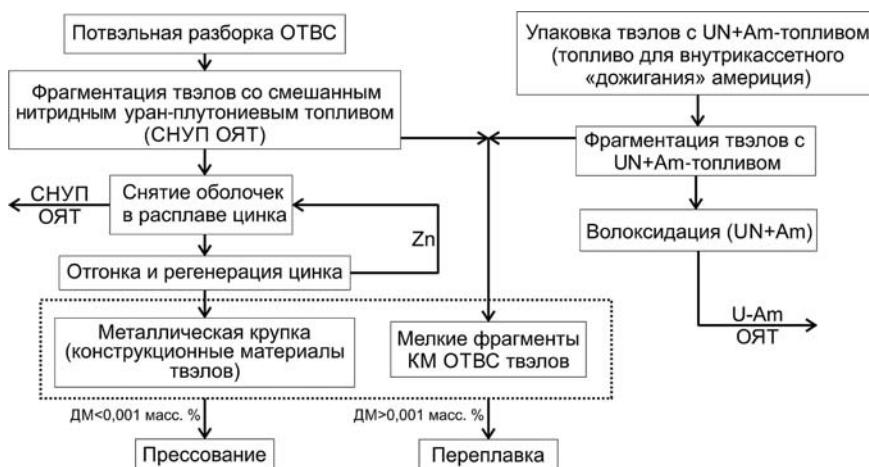


Рис. 1. Схема образования конструкционных материалов ОТВС и твэлов в пирохимическом переделе переработки нитридного ОЯТ

При обнаружении в КМ оболочек твэлов ДМ более указанной величины требуется производить их доизвлечение. В качестве базового варианта в аппаратурно-технологическую схему заложен процесс индукционно-шлакового переплава (ИШП) и оборудование для компактизации мелких фрагментов каркаса ОТВС, КМ твэлов U-Am-топлива и СНУП ОЯТ, характеризующихся высокой наведенной активностью (гамма-фоном). Определяющим фактором при выборе способа обращения с КМ ОТВС является содержание актинидов (U, Pu, Np, Cm, Am).

Рассмотрены различные варианты неразрушающих методов контроля и сопутствующего аппаратурного обеспечения, так как на данный момент нет утвержденных методик, позволяющих достоверно определить содержание изотопов U, Pu, Am, Cm и Np в КМ ОТВС в малых концентрациях до 0,001 масс. %. Задача заключалась в сравнении и выборе оптимального метода неразрушающего контроля ДМ в КМ ОТВС при высоком уровне гамма-фона (^{60}Co – 16 Ки/кг, ^{54}Mn – 160 Ки/кг). Дополнительной сложностью при решении задачи является различная конфигурация исходных материалов (табл. 1), влияющая как на пространственное размещение анализируемых КМ внутри приемной емкости, так и на коэффициент ее заполнения, при этом экспозиция измерения, согласно технологическим требованиям, не превышает 20 мин.

Таблица 1

Характеристика исходных материалов

Характеристика	Значение	Характеристика	Значение
Уровень удельной наведенной активности КМ, Ки/кг	385	Материал	Сталь ЭП-823, плотность 7,75 г/см ³
КМ оболочек твэлов (крупка), крупность, мкм	≈10	Приемная емкость	Сталь 12Х18Н10Т, объем 100 л, диаметр 340 мм, высота 1350 мм, толщина стенки 5 мм
КМ ОТВС и твэлов СНУП и У-Ам, крупность, мм	до 35	Масса загрузки КМ (однократная), кг	25 – 30

**ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ
НЕРАЗРУШАЮЩИХ МЕТОДОВ КОНТРОЛЯ ДЕЛЯЩИХСЯ МАТЕРИАЛОВ
В КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛАХ**

Обнаружение и контроль ДМ в отходах возможны за счет регистрации собственного нейтронного или γ-излучения от урана или плутония, однако не все актиниды обладают высоким выходом нейтронов, а их фотонное излучение имеет сравнительно низкую энергию [1] и может экранироваться слоями поглощающих излучение материалов и наружными слоями ДМ.

Альтернативой системам пассивного контроля являются активные методы обнаружения ДМ, заключающиеся в облучении контролируемого объекта зондирующими излучением и регистрации ответного излучения [2, 3]. Детектирование излучения возможно как в режиме реального времени, так и через некоторое время после активации образца. В настоящее время КМ ОТВС, содержащие следы нитридного ОЯТ, загружают в приемную емкость – металлический бидон объемом 100 л. Разовая масса загрузки КМ составляет от 25-ти до 30-ти кг, при этом целевое минимально регистрируемое количество ДМ составляет ≤ 300 мг. На основании известных значений удельных активностей основных элементов, входящих в состав КМ (при условии выгорания 8% атомов и шести месяцев послереакторной выдержки ОТВС), были вычислены общие активности изотопов КМ и соответствующие им мощности доз (табл. 2).

Таблица 2

Активность и мощность доз по изотопам КМ [4]

Изотоп	⁵⁴ Mn	⁵⁵ Fe	⁶⁰ Co	⁵⁸ Co	Сумма
Активность изотопов в 30 кг КМ, Ки	~5000	~6000	~360	~40	–
K_{γ}	4,83	6,25	13,2	4,7	–
E_{γ} , МэВ	0,8	0,006	1,17; 1,33	0,8	–
M_d , кР/ч	~200	~400	~50	~2	~700

Расчет мощности дозы изотопа проводили в предположении точечного изотропного источника [5] по формуле

$$M_d = A \times K_{\gamma} / R^2, \quad (1)$$

где M_d – мощность дозы (Р/ч); A – активность (мКи); K_{γ} – γ-постоянная для каждого изотопа; R^2 – квадрат расстояния от точечного источника, равный 100 см².

Для выбора оптимального метода контроля ДМ в КМ полученные теоретические оценки мощности дозы уточнялись с помощью компьютерного моделирования, использующего открытое ПО GEANT4 [6].

ПАССИВНЫЙ МЕТОД КОНТРОЛЯ ДМ В КМ

Пассивные методы заключаются в непосредственной регистрации и определении характеристик ионизирующих излучений от источника [7, 8]. Они широко используются в области учета и контроля ЯМ, безопасности и нераспространения, в первую очередь, за счет относительно простой реализации, дешевизны и надежности. Но при контроле содержания малых количеств ДМ в КМ собственное γ -излучение ^{239}Pu (регистрируемое, например, по линии 413,7 кэВ) трудно выделить вследствие высокой наведенной активности изотопов, входящих в состав КМ. Кроме того, испускание нейтронов ^{239}Pu в результате спонтанного деления весьма незначительно из-за малой вероятности данного процесса $\sim 0,02 \text{ н}/(\text{с} \cdot \text{г})$ [1], что делает практически невозможным пассивный нейтронный контроль прямого определения ^{239}Pu . Количественно оценить содержание актинидов можно косвенным путем в предположении заранее известного отношения $m_{^{239}\text{Pu}} / (m_{^{242}\text{Cm}} + m_{^{244}\text{Cm}})$, зависящего от глубины выгорания топлива и времени выдержки ОЯТ [9]. Таким образом, выполнена оценка возможности реализации пассивного нейтронного контроля ДМ в КМ за счет регистрации нейтронов спонтанного распада изотопов ^{242}Cm и ^{244}Cm [10]. Нейтронный выход КМ, содержащих 0,001 масс. % ДМ, и его компоненты представлены в табл. 3.

Таблица 3

**Общий нейтронный поток от КМ, содержащего 3 г ОЯТ
(по данным НИКИЭТ им. Н.А. Доллежаля)**

Изотоп	I – интенсивность нейтронного выхода, $\text{н}/(\text{с} \cdot \text{г})$	m – масса нуклида в КМ с ОЯТ, г	Выход нейтронов, $\text{н}/\text{с}$
^{238}U	0,0136	2,2	0,03
^{239}Pu	0,023	0,26	0,006
^{240}Pu	929	0,1	93
^{242}Pu	1680	0,014	23,5
^{241}Pu	0,04	0,013	0,0005
^{238}Pu	2550	$\sim 0,003$	~ 8
^{241}Am	1	$\sim 0,003$	$\sim 0,003$
^{235}U	0,0003	$\sim 0,002$	$6,5 \cdot 10^{-7}$
^{243}Am	4	$\sim 0,002$	0,007
^{244}Cm	10000000	$\sim 0,0004$	~ 3900
^{242}Cm	22000000	$4,5 \cdot 10^{-5}$	~ 990
Сумма	–	–	~ 5000

Из данных таблицы видно, что выход нейтронов спонтанного деления изотопов ОЯТ составляет около 5000 $\text{н}/\text{с}$ и определяется изотопами кюрия.

Расчетная модель представляет собой полиэтиленовый ($0,93 \text{ г}/\text{см}^3$) цилиндр с отверстием для установки приемной емкости, содержащей КМ ОТВС и окруженней свинцовой защитой необходимой толщины. Нейтронные детекторы расположены по периметру.

Была оценена толщина свинцовой защиты детектора от 1 МэВ гамма-квантов источника в предположении точечного изотропного источника согласно выражению

$$x = -\ln(\Phi/\Phi_0) / \mu = 17 \text{ см}, \quad (2)$$

где $\Phi_0 = 670 \text{ кР}/\text{ч}$; $\Phi = 1 \text{ Р}/\text{ч}$; μ – линейный коэффициент ослабления гамма-излучения в свинце, равный $0,8 \text{ см}^{-1}$. Данное значение μ , соответствующее прохожде-

нию 1МэВ гамма-квантов через свинец, было выбрано исходя из подавляющего вклада изотопов ^{54}Mn и ^{60}Co в мощность дозы от 30 кг КМ (см. табл. 2). Полученное теоретическое значение необходимой толщины свинцовой защиты уточнено с использованием методов расчетного моделирования (табл. 4).

Таблица 4

**Мощность дозы КМ с ОЯТ.
 $L = 21$ см соответствует началу свинцовой защиты**

Расстояние от центра зоны с КМ L , см	21	26	30	34	38	42
Расчетная мощность дозы, Р/ч	~250 тыс.	~8 тыс.	~360	~20	~2	~1

Поскольку выпускаемые пропорциональные ^3He -счетчики способны работать в гамма-полях с мощностью дозы до 10 Р/ч, выбранная толщина свинцовой защиты должна составлять не менее 20 см (табл. 4). Различие между аналитической оценкой (17 см) и расчетной величиной (22 см) объяснимо как равномерным распределением гамма-источника по объему КМ в контейнере, так и основным вкладом высокогенеративных гамма-квантов ^{60}Co в мощность дозы за свинцовой защитой.

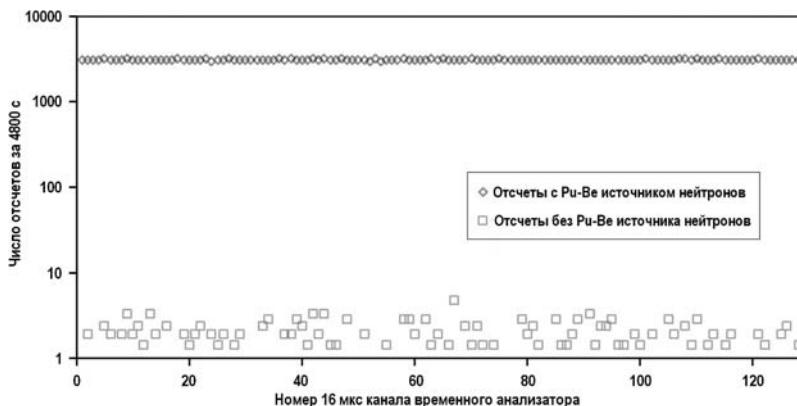
Для выбора оптимального положения нейтронных детекторов выполнено моделирование переноса собственного нейтронного излучения нитридного ОЯТ. Расчеты показали, что максимальная плотность потока тепловых нейтронов достигается на расстоянии 3 см за свинцовой защитой, что определяет положение нейтронных детекторов в установке.

В качестве альтернативы ^3He -счетчикам, представляющим собой алюминиевые цилиндры ($H = 50$ см, $R = 1,5$ см, $m_{^3\text{He}} = 0,17$ г), рассмотрены камеры деления на основе ^{235}U (5 г ^{235}U в единичной камере деления) с аналогичными геометрическими размерами, определены их расчетные оценки скорости счета. Полученные расчетные результаты показали нецелесообразность использования камер деления по сравнению с ^3He -счетчиками.

Выполнено численное моделирование переноса излучения от 2 МэВ изотропного источника нейтронов. Расчет показывает, что за 1000 с измерения число отсчетов, регистрируемое ^3He -счетчиком, окруженным 3 см полизтиленом, составляет ~ 140000, а для камеры деления данная величина меньше на полпорядка. Таким образом, нейтронное излучение КМ с ОЯТ может служить критерием определения содержания ^{239}Pu при заранее известном отношении изотопов и равномерном распределении ОЯТ в КМ ОТВС.

Для определения возможных погрешностей детектирования ДМ в использовании метода пассивного нейтронного контроля варьировалось положение нейтронного источника в КМ ОТВС. Энергетический спектр нейтронного источника полагался максвелловским со средним значением энергии 2 МэВ. Такой выбор обусловлен тем, что спектр нейтронов мгновенного деления хорошо описывается функцией Уатта [11]. Установлено, что положение источника влияет на результаты измерений. Отношение максимального сигнала к минимальному составляет 1,5 раза, т.е. ошибка детектирования количества плутония может превышать 50%.

Для проверки расчетов провели опыт с использованием модифицированного счетчика нейтронов СНМ-18 и Ри-Ве-источника с выходом нейтронов 10^5 н/с. ^3He -счетчик, окруженный полизтиленом, располагали вертикально; на расстоянии 50 см от него размещали Ри-Ве-источник нейтронов. Количество отсчетов, зарегистрированное нейтронным детектором за 4800 с при использовании 128-канального временного анализатора с шириной окна 16 мкс (рис. 2), составляет ~ 400 тысяч, что дает скорость счета ~ 83 отсч/с; при этом фон счетчика составил 207 отсчетов за то же время измерения ($V_{\text{сч ест}} = 0,04$ отсч/с).

Рис. 2. Скорость счета ${}^3\text{He}$ -счетчика при наличии и отсутствии Pu-Be-источника

Следовательно, в случае наличия нейtronного источника интенсивностью 5000 н/с, скорость счета нейtronного детектора составит ~ 4 отсч/с, что в 100 раз превышает собственный фон счетчика. Очевидно, что при естественном уровне фона и обязательном выполнении ряда условий контроля возможно обнаружение ДМ в КМ ОТВС пассивным нейtronным способом за счет детектирования нейtronов кюрия и постоянства отношения $m_{^{239}\text{Pu}}/m_{\text{Cm}}$.

МОДИФИЦИРОВАННЫЙ АКТИВНЫЙ НЕЙТРОННЫЙ КОНТРОЛЬ ДМ В КМ

Одними из наиболее чувствительных методов обнаружения малых количеств ДМ являются методы активного нейtronного контроля, например, метод дифференциального затухания нейtronов [12]. Суть метода состоит в облучении исследуемого объекта замедленными и термализованными в измерительной камере нейtronами импульсного нейtronного генератора (ИНГ) и регистрации откликов нейtronов вынужденного деления детектором быстрых нейtronов (осуществляется регистрация надкадмиеевых нейtronов детекторами медленных нейtronов за кадмievым фильтром), скорость счета которых позволяет получить информацию о количестве ДМ в исследуемом объекте [13, 14].

Качественно временная зависимость плотности потока тепловых нейtronов в измерительной камере установки описывается уравнением баланса нейtronного потока [15]. Временная зависимость плотности потока тепловых нейtronов может быть представлена формулой

$$\Phi(t) = A \cdot \exp(-\alpha t) + B \cdot \exp(-\beta t) + \Phi_0, \quad (3)$$

где A, B – предэкспоненциальные множители; α – константа спада нейtronов, определяемая толщиной замедлителя за кадмievым барьером; β – константа спада термоловавшихся нейtronов ДМ, определяемая общим количеством замедлителя системы; Φ_0 – сумма откликов запаздывающих нейtronов, нейtronов спонтанного деления различных нуклидов, (α, n)-реакций, а также фон помещения.

Отношение числа нейtronов деления к числу нейtronов источника дает нормированное число нейtronов деления (нормированный амплитудный коэффициент B/A), не зависящее от выхода нейtronов нейtronного генератора. Указанная величина B/A может быть связана с массой ДМ, размещенных в контейнере [16, 17].

На основании известных данных по установке активного нейtronного контроля в 60-литровом контейнере [18] смоделирована конструкция установки обнаружения ДМ в КМ ОТВС (рис. 3).

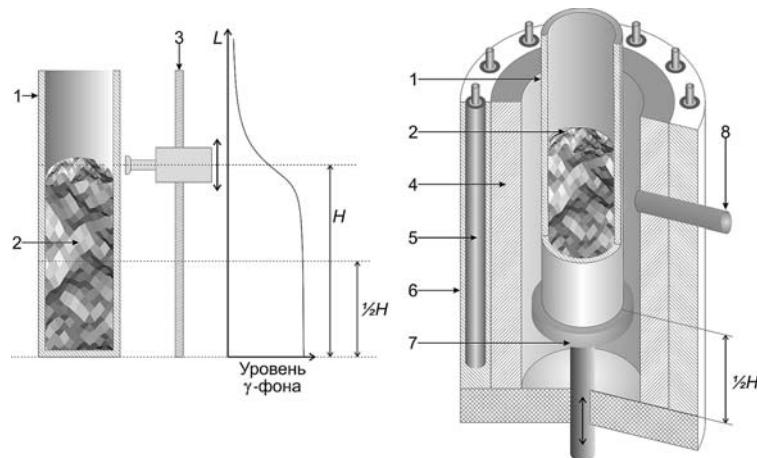


Рис. 3. Установка активного нейтронного контроля ДМ в КМ: 1 – приемная емкость; 2 – КМ; 3 – гамма-сканер; 4 – свинцовая защита; 5 – ^3He -счетчик в кадмииевой оболочке (15 штук); 6 – замедлитель из полиэтилена; 7 – подвижный пьедестал; 8 – 14 МэВ ИНГ

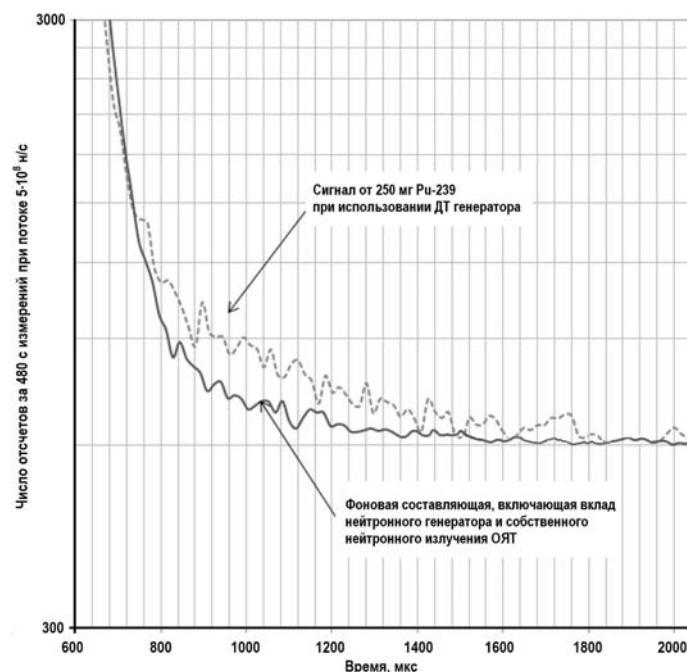


Рис. 4. Расчетные результаты активного нейтронного контроля. Флуктуации сигнала и фона определяются малой статистикой (n,p)-реакций на ^3He -счетчиках при моделировании Монте-Карло

Определены скорости счета ^3He -счетчиков при наличии 25 кг КМ в приемной емкости (рис. 4), при этом с учетом полученных ранее результатов пассивного нейтронного контроля фоновый сигнал и отклик от ДМ при использовании дейтерий-тритиевого генератора включают в себя собственное нейтронное излучение КМ ОТВС.

Возможный алгоритм определения количества ДМ в КМ ОТВС с использованием установки активного нейтронного контроля выглядит следующим образом.

1. Поступающую приемную емкость (100-литровый бидон) необходимо дистанционно сканировать по высоте с использованием спектрометра-радиометра. Зависимость числа отсчетов по высоте емкости (аналогично рис. 3) покажет распреде-

ление КМ внутри 100-литрового контейнера.

2. Проводится измерение фона при отсутствии 100-литровой емкости в экспериментальном помещении и выключенном ИНГ за выбранное время t (например, 16 мин).

3. Проводятся аналогичные п. 2 измерения при работающем ИНГ (вычисляются амплитудный коэффициент второй экспоненты (B), амплитудный коэффициент первой экспоненты (A) и их отношение B/A).

4. Емкость помещается в установку нейтронного контроля; с помощью подвижного дна 100-литровый контейнер располагается напротив нейтронных детекторов так, чтобы свинцовая защита полностью перекрывала активную часть контейнера, определенную в п. 1.

5. При установке контейнера нейтронные детекторы выключены во избежание их засветки, далее они включаются и проводится измерение фона за время t при выключенном ИНГ.

6. Полученные скорости счета в пп. 2 и 5 сравниваются друг с другом и вычисляется отношение разности (сигнал-фон) к тройной погрешности фона (3·фон $^{1/2}$). Если это отношение превышает единицу, то, используя калибровочную зависимость и измеренную разницу (сигнал-фон), можно определить содержания ^{239}Pu пассивным способом в случае выполнения условий, указанных ранее. Если же полученные результаты вызывают сомнение, то проводятся измерения с использованием активного нейтронного контроля.

7. Фиксируются число отсчетов второй экспоненты (B), амплитудный коэффициент A и их отношение B/A при наличии 100-литровой емкости с КМ, содержащим ОЯТ, и работающем ИНГ; далее берется разность $(B/A)_{\text{сигнал}} - (B/A)_{\text{фон}}$. Разность (сигнал-фон) сравнивается с тройной погрешностью фона аналогично п. 6.

8. Полученная разность (сигнал-фон) в п. 7 соотносится с калибровочной кривой, и вычисляется масса ^{239}Pu .

9. Возможные погрешности измерения, в первую очередь, определяются статистикой и пропорциональны квадратному корню из своего значения.

Проведена оценка превышения сигнала над тройной погрешностью фона, согласно [19], по формуле

$$\sum_{800}^{2048} \text{Сигнал} / \left(3 \cdot \sqrt{\sum_{800}^{2048} \text{Фон}} \right), \quad (4)$$

где $\Sigma_{\text{Сигнал}}$ – количество зафиксированных отсчетов с 800 мкс при наличии КМ и трех граммов ОЯТ в измерительной емкости (250 мг ^{239}Pu); $\Sigma_{\text{Фон}}$ – количество зафиксированных отсчетов фона с 800 мкс.

Двенадцатикратное превышение сигнала над тройной погрешностью фона соответствует величине минимально детектируемой массы ДМ ~ 20 мг ^{239}Pu за время регистрации, равное 8 мин.

Ключевой особенностью предложенной модели установки активного нейтронного контроля ДМ в КМ ОТВС является использование свинца, в том числе и в качестве размножителя нейтронов источника за счет (n, xn)-реакций. Расчетное моделирование показывает увеличение числа нейтронов до 60% при использовании 14 МэВ нейтронного генератора. При наличии 14 МэВ-источника [20] нейтроны, образовавшиеся в результате (n, xn)-реакций, после термализации будут также вызывать вынужденное деление ядер плутония, что увеличивает эффективность предлагаемого метода. Поскольку кроме ^{239}Pu в ОЯТ содержится ^{241}Pu , ^{235}U , т.е. изотопы, также делящиеся тепловыми нейтронами, регистрируемый сигнал будет включать в себя

вклад данных нуклидов. Получены расчетные оценки долей данных нуклидов в общем количестве мгновенных нейтронов деления: ^{239}Pu – 94%, ^{241}Pu – 5,7%, ^{235}U – 0,3%.

Как и при пассивном нейтронном контроле, для выяснения влияния размещения ДМ на регистрируемый сигнал варьировалось положение ДМ внутри измерительной емкости. Было выполнено сравнение отклика ^3He -счетчиков при равномерном размещении ДМ и положении ДМ в центре емкости, при этом для наглядности не учитывался нейтронный фон от изотопов См (рис. 5).

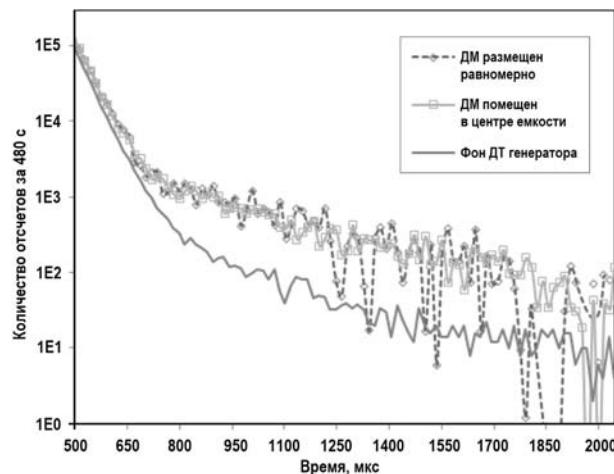


Рис. 5. Влияние положения ДМ на отклик ^3He -счетчиков при активном нейтронном контроле. Флуктуации сигнала и фона определяются малой статистикой (п,р)-реакций на ^3He -счетчиках при моделировании Монте-Карло

Источник задавался точечным изотропным, имитирующим работу 14 МэВ ИНГ, что на отклик ^3He -счетчиков положение ДМ внутри приемной емкости не влияет, поэтому погрешность измерения при использовании активного нейтронного контроля будет существенно ниже, чем при пассивном.

Установлено, что положение КМ ОТВС внутри приемной емкости может варьироваться за счет неравномерности размещения, что затрудняет достоверное обнаружение количества актинидов. Для исключения этой погрешности дно пьедестала сделано подвижным, что позволяет по результатам предварительного гамма-сканирования выставить центр массы КМ напротив ^3He -счетчиков и ИНГ для повышения эффективности регистрации сигнала. Из [21] известно о применении данной технологии при анализе цементированных РАО, направляемых на хранение. По высоте контейнера с РАО движется гамма-спектрометр-радиометр, измеряющий активность емкости. В области локализации активных нуклидов фиксируется сигнал; таким образом, получается «портрет» пространственного размещения РАО в емкости. С учетом пространственного распределения КМ приемная емкость за счет подвижного пьедестала выставляется так, чтобы центр масс КМ с ОЯТ находился посередине ^3He -счетчиков и напротив ИНГ. Данное технологическое решение позволяет увеличить эффективность регистрации нейтронов вынужденного деления ДМ в КМ.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Выполнено сравнение неразрушающих методов контроля ДМ в ОТВС при высоком уровне гамма-фона от наведенной активности изотопов КМ для решения задачи контроля содержания малых концентраций ДМ (0,001 масс. %) в КМ ОТВС и твэлов массой до 30 кг. Показана возможность использования пассивного метода для детектирования актинидов косвенным способом за счет определения содержания $^{242}\text{Сm}$ и $^{244}\text{Сm}$ по

собственному нейтронному излучению. К недостаткам данного способа следует отнести высокую погрешность определения содержания ДМ в зависимости от его положения внутри приемной емкости. При этом тип топлива, выдержка и выгорание предполагаются заранее известными.

Показано, что оптимальным для решения поставленной задачи является метод активного нейтронного контроля. Расчетная модель установки демонстрирует более чем 12-кратное превышение сигнала над тройной погрешностью фона, что говорит о явном детектировании минимального количества ДМ. Преимуществами предложенного способа в сравнении с пассивным являются более высокая точность и меньшее время обнаружения. Кроме того, установка активного нейтронного контроля позволяет проводить измерения и в пассивном режиме, т.е. определять содержание Ст. Зная содержание ^{242}Cm , ^{244}Cm и ^{239}Pu , можно найти отношение $m_{^{239}\text{Pu}} / (m_{^{242}\text{Cm}} + m_{^{244}\text{Cm}})$, что позволяет достоверно оценить массы любых других актинидов, входящих в КМ ОТВС и твэлов с ОЯТ. Для исключения погрешности измерений, вызванной неравномерностью расположения КМ в модели установки, предусмотрен подвижный пьедестал, позволяющий выставить центр масс напротив ^3He -счетчиков и ИНГ для повышения эффективности регистрации сигнала, при этом требуется предварительное гамма-сканирование по высоте приемной емкости.

Сравнение различных типов детекторов (^3He -счетчики и камеры деления) показало перспективность использования ^3He -счетчиков на основе существующего счетчика нейтронов СНМ-18 при наличии свинцовой защиты необходимой толщины (не менее 20 см).

Литература

1. Reilly Doug, Ensslin Norbert. Passive nondestructive assay of Nuclear Materials. – Los Alamos National Laboratory, 1991. – 700 p.
2. Бежунов Г.М., Кулабухов Ю.С., Матвеенко, И.П., Михайлов Г.М., Поплавко В.Я., Соловьев Н.А. Активная система с импульсным нейтронным генератором для измерения количества делящихся материалов в контейнерах с отходами. // Трехсторонний семинар по оценке содержания и наличных количеств ядерных материалов в оборотах и отходах, 14-18 октября 2002 г. – Обнинск: ФЭИ, 2003. – С. 205-217.
3. Runkle R.C., Chichester D.L., Thompson S.J. Rattling nucleons: New developments in active interrogation of special nuclear material // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A. – 2011. – Vol. 663. – PP. 75-95.
4. Блохин Д.А., Чернов В.М., Блохин А.И. Ядерно-физические свойства ферритно-мартенситных сталей ЭК-181 И ЭП-823 при нейтронном облучении в реакторе БРЕСТ-300-ОД // ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2015. – № 3 (82). – С. 110-127.
5. Лощаков И.И. Введение в дозиметрию и защита от ионизирующих излучений. – СПб.: Издательство политехнического университета, 2008. – 145 с.
6. Agostinelli S., Allison J.R., et al., // Nucl. Instr. & Meth. in Phys. Res. A. – 2003. – Vol. 506. – PP. 250-303.
7. Passive Non-Destructive Assay based on gamma-ray spectrometry to verify UO_2 samples in the form of powder and pellet // Annals of Nuclear Energy. – 2016. – Vol. 87. – P. 2.
8. Dubia C., Ridnick T., Israelashvili I., Bagi J., Huszti J. A method for the estimation of fissile mass by measuring the number of neutron signals within a specific time interval // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. – 2012. – Vol. 673. – PP. 111-115.
9. Calculation of the Radionuclides in PWR Spent Fuel Samples for SFR Experiment Planning, Sandia National Laboratories, USA 2004. – 103 p.
10. Mason J.A., Bondar L., Hage W., Pedersen B.H. The advantages of neutron multiple correlation analysis. In: Proceedings of the 15th ESARDA Symposium on Safeguards and Nuclear Material Management. – Rome, 1993. – P. 355.
11. Таблицы физических величин. Справочник. / Под ред. акад. И.К. Кикоина. – М.: Атомиздат, 1976. – 1009 с.
12. Raoux A.C., Lyoussi A., Passard C. Transuranic waste assay by neutron interrogation and

- online prompt and delayed neutron measurement // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. – 2002. – Vol. 207. – PP. 186-194.
13. *Jordan K.A., Vujic J., Gozani T.* Remote thermal neutron die-away measurements to improve Differential Die-Away Analysis // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A. – 2007. – Vol. 579. – PP. 407-409.
14. *Jordan K.A., Vujic J., Phillips E., Gozani T.* Improving differential die-away analysis via the use of neutron poisons in detectors // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A. – 2007. – Vol. 576. – PP. 404-406.
15. *Исаков А.И., Казарновский М.В., Медведев Ю.А., Метелкин Е.П.* Нестационарное замедление нейтронов. Основные закономерности и некоторые положения. – М.: Наука, 1984. – 264 с.
16. *Bogolubov Ye.P., Korotkov S.A., Korytko L.A.* Method and system based on pulsed neutron generator for fissile material detection in luggage // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B. – 2004. – Vol. 213 – PP. 439-444.
17. *Batyaev V.F., Bochkarev O.V., Sklyarov S.V.* Fissile materials detection via neutron differential die-away technique. // International Journal of Modern Physics. – Singapore, 2014. – Vol. 27. – PP. 1460130-1-1460130-8.
18. *Batyaev V.F., Bochkarev O.V., Sklyarov S.V., Romodanov V.L., Chernikova D.N.* Monitoring fissile and matrix materials in closed containers by means of pulsed neutron sources // Atomic Energy. – 2013. – Vol. 115. – No 2. – PP. 99-104.
19. *Прохоров Ю.В.* Вероятность и математическая статистика. / Энциклопедия. – М.: Большая Российская энциклопедия, 1999. – 914 с.
20. *Кирьянов Г.И.* Генераторы быстрых нейtronов. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 224 с.
21. *Van Iseghem P.* Overview of Radioactive Waste Characterization at SCK-CEN / IAEA LABONET Meeting, Vienna 2013.

Поступила в редакцию 10.01.2017 г.

Авторы

Калёнова Майя Юрьевна, начальник отд. № 6 «Химические технологии ЗЯТЦ»
E-mail: kalenovamu@yandex.ru

Anan'ev Алексей Владиленович, директор по научной работе, д-р хим. наук
E-mail: ananievav@vniith.ru

Басков Петр Борисович, начальник лаборатории ВП-4, канд. техн. наук
E-mail: baskovpb@vniith.ru

Скляров Сергей Вячеславович, инженер лаборатории ВП-4, аспирант НИЯУ «МИФИ»
E-mail: svskl@mail.ru

UDC 621.039.5

IRRADIATED FUEL ASSEMBLY ^{235}U AND ^{239}Pu NON-DESTRUCTIVE CONTROL METHODS COMPARATIVE ANALYSIS AT HIGH GAMMA BACKGROUND LEVEL

Kalenova M.Yu., Ananiev A.V., Baskov P.B., Sklyarov S.V.

JSC «Leading Research Institute of Chemical Technology»
33 Kashirskoye shosse, Moscow, 115409 Russia

ABSTRACT

The potential small amounts (0,001 wt. %) of fissile materials determining methods at a high gamma background discussed and compared, the most appropriate for SFA nuclear material control was chosen. Passive neutron control possibility use for fissile materials Indirect detection (by ^{239}Pu) with ^{242}Cm , ^{244}Cm pre-determination shown by numerical

simulation. It is necessary to perform a number of conditions: $^{244}\text{Cm}/^{242}\text{Cm}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}$ ratio must be constant and known in advance; fissile materials should be evenly distributed within the container; background level should be significantly lower than its neutron radiation. Two detector types during passive method simulation setup were compared (^3He -counters and ^{235}U -based fission chambers). ^3He -counters use prospects are shown. Neutron coincidence method with Am-Li and Pu-Be isotopic neutron sources does not allow to reliably determine the fissile materials content due to registered couples small amount. It was revealed that an active neutron monitoring method is optimal for the task. The calculated installation model shows more than 12 times signal excess on triple background error, indicating uniquely fissile materials (for ^{239}Pu) minimum amount detection, wherein specimen vessel position does not affect on the recorded signal. Given the original structural material geometrical position heterogeneity in installation design amended as a pedestal moving bottom, allowing to set the specimen mass center in front of the ^3He -counters and neutron source to increase signal registration efficiency, wherein it requires a preliminary gamma scanning height receptacle to determine structural materials spatial distribution. The direct detection, higher accuracy, less time detection and passive mode workability are proposed method advantages. After ^{239}Pu determination evaluate the other isotopes content (Am, Cm, U, Np) is possible due to constant weight ratio ^{239}Pu to detected actinide mass, depending on fuel burn-up degree and post-reactor excerpt. Thus, the proposed method allows to quickly find ^{239}Pu , ^{242}Cm , ^{244}Cm content in SFA.

Key words: fissile materials, active control, SFA, structural materials, ^3He -counter, gamma background.

REFERENCES

1. Reilly Doug, Ensslin Norbert. Passive nondestructive assay of Nuclear Materials. Los Alamos National Laboratory, 1991. 700 p.
2. Bezhunov G.M., Kulabukhov Yu.S., Matveenko I.P., Mychaylov G.M., Poplavko V.Y., Soloviev N.A. *Aktivnaya sistema s impul'snym neytronnym generatorm dlya izmereniya kolichestva delyashchikhsya materialov v konteynerakh s otkhodami* [Active system with a pulsed neutron generator for measuring the amount of fissionable materials in waste containers]. A tripartite seminar on the evaluation of the content and quantities of nuclear materials in circulation and waste, October 14-18, 2002. Obninsk. FEI Publ., 2003, pp. 205-217 (in Russian).
3. Runkle R.C., Chichester D.L, Thompson S.J. Rattling nucleons: New developments in active interrogation of special nuclear material. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*. 2011, v. 663, pp. 75-95.
4. Blokhin D.A., Chernov V.M., Blokhin A.I. *Yaderno-fizicheskiye svoystva ferritno-martensitnykh stalei EK-181 I EP-823 pri neytronnom obluchenii v reaktore BREST-300-OD* [Nuclear-physical properties of ferritic-martensitic steels EC-181 and EP-823 under neutron irradiation in the BREST-300-OD reactor]. VANT. Ser. Materialovedeniye i novyye materialy, 2015, no. 3 (82), pp. 110-127 (in Russian).
5. *Vvedeniye v dozimetriyu i zashchita ot ioniziruyushchikh izlucheniy*. [Introduction to dosimetry and protection from ionizing radiation.] St. Petersburg. Technical University Publ., 2008, 145p. (in Russian).
6. Agostinelli S., Allison J.R., Amako K., +121 authors, last Zschiesche D. GEANT4 – a simulation toolkit. *Nucl. Instr. & Meth. in Phys. Res. A*. 2003, v. 506, pp. 250-303.
7. Passive Non-Destructive Assay based on gamma-ray spectrometry to verify UO_2 samples in the form of powder and pellet. *Annals of Nuclear Energy*. 2016, v. 87, p. 2.
8. Dubia C., Ridnick T., Israelashvili I., Bagi J., Huszti J. A method for the estimation of fissile mass by measuring the number of neutron signals within a specific time interval. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*. 2012, v. 673, pp. 111-115.
9. Calculation of the Radionuclides in PWR Spent Fuel Samples for SFR Experiment Planning,

Sandia National Laboratories, USA 2004. 103 p.

10. Mason J.A., Bondar L., Hage W., Pedersen B.H. The advantages of neutron multiple correlation analysis. In: Proc. of the 15th ESARDA Symposium on Safeguards and Nuclear Material Management. Rome, 1993, p. 355.
11. *Tablitsy fizicheskikh velichin*. [Tables of physical quantities. Handbook]. Moscow. Atomizdat Publ., 1976. 1009 p. (in Russian).
12. Raoux A.C., Lyoussi A., Passard C. Transuranic waste assay by neutron interrogation and online prompt and delayed neutron measurement. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*. 2002, v. 207, pp 186-194.
13. Jordan K.A., Vujic J., Gozani T. Remote thermal neutron die-away measurements to improve Differential Die-Away Analysis. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*. 2007, v. 576, pp. 404-406.
14. Jordan K.A., Vujic J., Phillips E., Gozani T. Improving differential die-away analysis via the use of neutron poisons in detectors. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*. 2007, v. 576, pp. 404-406.
15. Isakov A.I. Kazarnovski M.V. Medvedev U.A. Metelkin E.V. p Transient slowing down neutrons. Basic laws and some provisions. Moscow. Nauka Publ., 1984. 264 p. (in Russian).
16. Bogolubov Ye.P., Korotkov S.A., Korytko L.A. Method and system based on pulsed neutron generator for fissile material detection in luggage. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B*. 2004, v. 213, pp. 439-444.
17. Batyaev V.F., Bochkarev O.V., Sklyarov S.V. Fissile materials detection via neutron differential die-away technique. *International Journal of Modern Physics*, Singapore. 2014, v. 27, pp. 1460130-1-1460130-8.
18. Batyaev V.F., Bochkarev O.V., Sklyarov S.V., Romodanov V.L., Chernikova D.N. Monitoring fissile and matrix materials in closed containers by means of pulsed neutron sources. *Atomic Energy*. 2013, v. 115, no. 2, pp. 99-104.
19. Prokhorov Yu.V. *Veroyatnost' i matematicheskaya statistika*. [Probability and mathematical statistics]. Encyclopedia. Moscow. Bolshaya Rossiyskaya Encyclopediya Publ., 1999. 914 p. (in Russian).
20. Kir'yanov G.I. *Generatory bstrykh neytronov*. [Fast neutron generators] Moscow. Energoatomizdat Publ., 1990. 224 p. (in Russian).
21. Van Iseghem P. Overview of Radioactive Waste Characterization at SCK-CEN. IAEA LABONET Meeting, Vienna 2013.

Authors

Kalenova Maya Yurievna, Head of Department

E-mail: kalenovamu@yandex.ru

Ananiev Aleksey Vladilenovich, Research Director, Dr. Sci. (Chemistry)

E-mail: ananievav@vniht.ru

Baskov Petr Borisovich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: baskovpb@vniht.ru

Sklyarov Sergey Vyacheslavovich, Engineer, PhD Student NRNU «MEPhI»

E-mail: svskl@mail.ru

БФС – ПРОШЛОЕ, НАСТОЯЩЕЕ, БУДУЩЕЕ

**В.Г. Двухшерстнов, А.М. Жуков, Д.А. Клинов,
И.П. Матвеенко, Г.М. Пшакин**

**АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского»
249033 Калужская обл., Обнинск, пл. Бондаренко, 1**



Комплекс больших физических стендов (БФС) в настоящее время является уникальным (и, пожалуй, единственным в мире) экспериментальным инструментом для полномасштабного моделирования ядерных реакторов различного типа. Созданный в 60-х годах прошлого века он остается эффективным экспериментальным инструментом, позволяющим с высокой точностью предсказать основные физические параметры реакторов на быстрых нейтронах. Собранные на БФС специальные критические сборки – бенчмарки – позволили провести уточнение ядерных констант, методик измерений и методов расчета, необходимых при проектировании реакторов на быстрых нейтронах.

Начиная с 1990-х гг. критические стенды БФС-1 и БФС-2 активно использовались в международном сотрудничестве, в рамках которого выполнялись совместные работы с учеными Франции, США, Японии, КНР, Индии, Республики Корея по экспериментам в обоснование разрабатываемых в этих странах реакторных установок и по решению ряда смежных проблем.

Уникальное количество различных ядерных материалов, имеющихся на БФС и используемых для моделирования, требует особого внимания к обеспечению их сохранности. Современные методы, технологии и оборудование применяются для обеспечения эффективной работы систем учета, контроля и физической защиты этих ядерных материалов. Оборудование стендов постоянно обновлялось, модернизировалось и продолжает совершенствоваться в процессе эксплуатации. Новые задачи, встающие при разработке стратегии замкнутого топливного цикла ядерной энергетики России, потребовали дальнейшего развития и модернизации стендов, приобретения новых ядерных материалов и изготовления дополнительного количества к уже имеющимся.

Ключевые слова: критическая сборка, моделирование активных зон, реакторы на быстрых нейтронах, учет и контроль ядерных материалов, физическая защита, эффекты реактивности, эффективность органов управления, объемное распределение мощности, натриевый пустотный эффект реактивности.

ВВЕДЕНИЕ

Первые экспериментальные установки, созданные в середине 1950-х гг. (реакторы БР-1 и БР-2), позволили проверить на эксперименте базовые принципы реакторов-размножителей (например, коэффициент $\alpha = \sigma_c / \sigma_f$ для ^{239}Pu) [1]. После принятия решения о строительстве энергетических реакторов на быстрых нейтронах Правительством СССР (в частности, реактора БН-350) необходимо было создать эк-

© В.Г. Двухшерстнов, А.М. Жуков, Д.А. Клинов, И.П. Матвеенко, Г.М. Пшакин, 2017

спериментальную установку (критический стенд) для проверки физических параметров будущих реакторов. Строительство такой установки было начато в конце 1950-х гг. в Физико-энергетическом институте в Обнинске, и 19 июня 1961 г. первый стенд БФС-1 вступил в строй [2].

Задачи полномасштабного моделирования потребовали создания стендов больших размеров. В 1967 г. ученик и заместитель А.И. Лейпунского В.В. Орлов поручил Ю.А. Казанскому заниматься быстрыми реакторами, который становится руководителем комплекса «лаборатория 68 – стенд БФС». Вместе с ним пришли уже заявившие о себе молодые сотрудники А.Т. Баков, С.П. Белов, В.Г. Двухшерстнов, В.А. Дулин, А.В. Звонарев, И.П. Матвеенко, В.К. Можаев, развернувшие серию экспериментальных работ. Нельзя не вспомнить Ф.И. Украинцева, В.П. Зиновьева, В.И. Вьюнникова, Ю.Я. Стависского с их огромным вкладом в деятельность творческого коллектива. Крупнейший в мире стенд БФС-2 былпущен 30 сентября 1969 г. Стенд БФС-2 и комплекс БФС-1 – микротрон (реакторная спектрометрия) были представлены на экспозициях ВДНХ СССР.

К настоящему времени на стенах БФС в общей сложности собрано более 100 критических сборок. Оценивая работу БФС за более чем полувековой срок, можно отметить три направления проведенных исследований:

- проектные и предпусковые исследования для проектируемых, строящихся и вводимых в эксплуатацию реакторов на быстрых нейтронах (ИБР-2, БОР-60, БН-350, БН-600, БН-800, БН-1600, БН-1200, МБИР, СВБР-100, БРЕСТ); программы исследований были сфокусированы на основных проектных параметрах реакторов – критичность, эффективность органов СУЗ, распределение мощности, пустотный эффект реактивности теплоносителя и др.;

- эксперименты на специальных моделях для проверки расчетных методов, ядерных констант и методик измерений (так называемые «бенчмарк-модели»);

- исследования (моделирование) по зарубежным заказам.

Каждое из этих направлений может быть отмечено как достигнутыми успехами, так и выявлением проблемных вопросов, требующих дальнейших экспериментов и расчетных исследований.

ОСОБЕННОСТИ КОНСТРУКЦИИ

Комплекс быстрых физических стендов, включающий в себя два критических стендов (БФС-1 и БФС-2), представляет собой уникальную экспериментальную базу для исследования физики быстрых реакторов, решения проблемы безопасности, оптимизации активных зон, обоснования замкнутого топливного цикла [2].

Стенд БФС-2 (рис. 1) имеет диаметр реакторного бака 5 м, в котором по треугольной решетке с шагом 51 мм располагаются трубы (диаметр 50 \times 1 мм) для размещения блочков реакторных материалов. Высота труб – 3,2 м. К баку критической сборки примыкают два дополнительных объема, в одном из которых располагается перемещаемая графитовая колонна, а в другом – трубы так называемой металлической колонны для моделирования внутриреакторных хранилищ и внутрirkорпусных защит. Размеры критического стендса БФС-2 позволяют создавать полномасштабные модели быстрых реакторов мощностью до 3000 МВт (эл.).

Стенд БФС-1 (рис. 2) имеет подобную конструкцию, но меньших размеров (диаметр реакторного бака – 2 м, высота труб – 2,2 м). К реакторному баку примыкают графитовая тепловая и металлическая колонны. Размеры стендса БФС-1 позволяют собирать полномасштабные модели быстрых реакторов мощностью до 1000 МВт (тепл.).

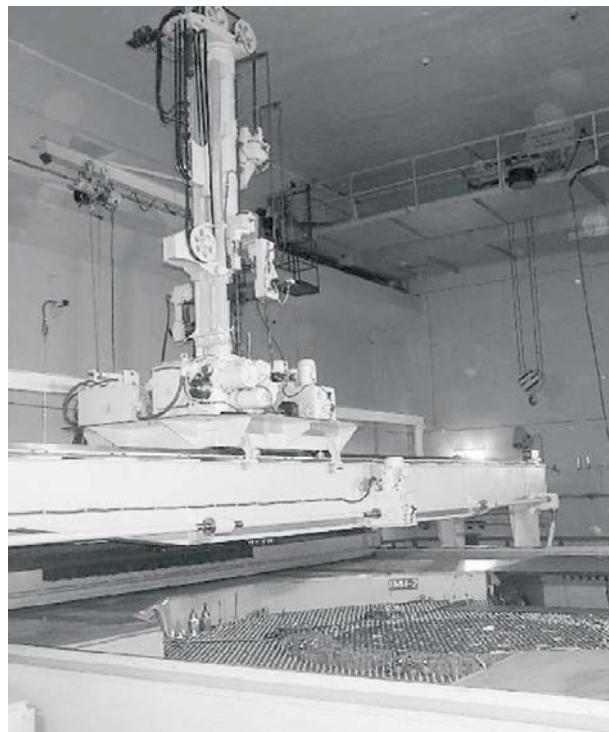


Рис. 1. Критический стенд БФС-2



Рис. 2. Критический стенд БФС-1

Стенды оснащены аппаратурой для измерения нейтронно-физических параметров и вспомогательными устройствами, среди которых

- многодетекторный цифровой реактиметр с программным обеспечением, позволяющим измерять реактивность в условиях сильного влияния пространственных эффектов в широком диапазоне реактивности;
- экспериментальное устройство, дистанционно управляемое из пультового помещения, с помощью которого обеспечиваются метод осцилляции, перемещение малогабаритных камер деления в межтрубных зазорах активной зоны, перемещение труб по баку критсборки, заполненных ядерными материалами;
- гамма-спектрометрическая аппаратура высокого энергетического разрешения на основе детекторов с особо чистым германием и низкого энергетического разрешения на основе сцинтилляционных детекторов;
- широкий набор ионизационных камер с различными слоями ядерных материалов и нейтронных счетчиков;
- набор активационных детекторов;
- набор образцов для измерений возмущения реактивности методом осцилляций, в том числе образцы с младшими актинидами;
- устройство разогрева образцов для измерения доплер-эффекта;
- созданный в шестидесятых годах прошлого века электронный ускоритель с энергией 30 МэВ, позволяющий детально измерять нейтронные спектры в диапазоне до ~ 200 кэВ методом времени пролета (на базе до 400 м), а также использовать импульсный нейтронный метод для измерений реакторных параметров;
- нейтронная спектрометрическая аппаратура на базе водородных и метановых пропорциональных счетчиков протонов отдачи, позволяющая измерять спектры нейтронов в области от нескольких килоэлектронвольт до 1,5 МэВ;
- нейтронная спектрометрическая аппаратура на базе детекторов с органическими сцинтилляторами, позволяющая измерять спектры нейтронов в области высоких энергий.

СПЕЦИФИКА ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ, ИСПОЛЬЗУЕМЫХ ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

В соответствии с составом активных зон реакторов на быстрых нейтронах (топливные и конструкционные материалы, вид теплоносителя) на стендах БФС имеются материалы, набор которых позволяет с максимально возможной полнотой смоделировать состав активной зоны быстрого реактора. Оба стендад рассчитаны на использование одних и тех же материалов.

Набор материалов – металлический плутоний двух изотопных составов, двуокись и металлический уран с обогащением 36 и 90% по ^{235}U , в большом количестве воспроизводящие материалы (торий и обедненный уран в виде металла, двуокиси и мононитрида), значительные количества ^{237}Np и образцов других минорных актинидов (МА), поглотители (карбид бора естественного изотопного состава и с обогащением 80% по изотопу ^{10}B), конструкционные материалы, блочки с натрием, свинцом, сплав свинец-висмут и др. – позволяет собирать как сложные полномасштабные модели быстрых реакторов, так и модели типа бенчмарк, эксперименты на которых проводятся для корректировки ядерных констант и совершенствования расчетных методов.

Все блочки имеют диаметр 47 мм, но различную высоту и массу имеющегося в них материала (рис. 3). Необходимо особо отметить, что значительному количеству делящихся материалов необходимо уделять повышенное внимание для обеспечения как ядерной безопасности, так и сохранности этих материалов.

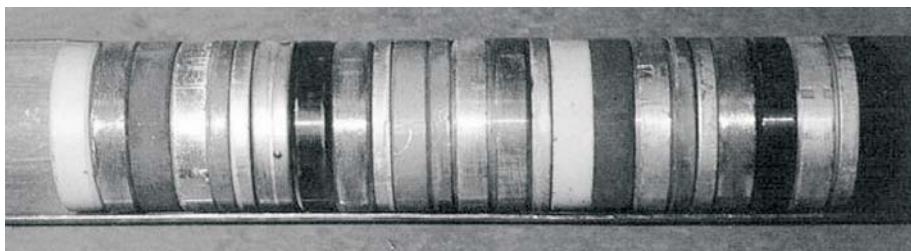


Рис. 3. Блоки различных реакторных материалов

В рамках программы по учету, контролю и физической защите ядерных материалов с 1995 г. по настоящее время проводится большая работа по совершенствованию обращения с ядерными материалами. Отработана и внедрена технология нанесения уникальной лазерной маркировки учетных единиц с ядерными делящимися материалами, позволяющая вести контроль учетных единиц непрерывно с использованием компьютерных технологий. На БФС подлежат учету более 100 000 учетных единиц (блочков) с ядерными делящимися материалами; такое количество создает значительные трудности для проведения физической инвентаризации в соответствии с требованиями Основных правил учета и контроля ядерных материалов [3]. Для сокращения времени на проведение физической инвентаризации ядерных материалов используется метод случайных выборок учетных единиц, объем которых сокращается за счет применения различных видов пломб и средств наблюдения.

В процессе технического перевооружения БФС получено значительное количество ядерных материалов для проведения исследований в рамках «новой технологической платформы», включая вопросы замыкания топливного цикла, исследования реакторов с теплоносителями из тяжелых металлов и на новых видах топлива и т.д.

СПЕЦИФИКА И ОПЫТ МОДЕЛИРОВАНИЯ РАЗЛИЧНЫХ РЕАКТОРОВ И СПЕЦИАЛЬНЫХ МОДЕЛЕЙ

За более чем полувековой срок работы критических стендов БФС специалистами ФЭИ накоплен уникальный опыт работ по их эксплуатации и проведению экспериментов [4 – 14]. Оценивая достигнутые результаты можно сделать следующие выводы:

- проведено детальное обоснование нейтронно-физических характеристик реакторов ИБР-2, БОР-60, БН-350, БН-600, БН-800, БН-1600, СВБР-100, МБИР, БРЕСТ; на первом этапе работы стенда БФС-1 масштабы моделирования первого энергетического реактора БН-350 ограничивались как размерами бака стенда, так и количеством ядерных делящихся материалов для моделирования состава активной зоны; в связи с этим для различных исследуемых параметров приходилось собирать модели определенной конфигурации, позволявшие с максимально возможным приближением исследовать именно этот параметр (спектральные индексы, распределение мощности, эффективность органов СУЗ и т.д.); с пуском стенда БФС-2 появилась возможность полномасштабного моделирования активных зон энергетических реакторов большой мощности;
- реализованы разработка и обоснование различных методик измерений с оценкой их реальных погрешностей;
- выполнены исследования на сборках-бенчмарках [15, 16] (тестирование и уточнение ядерных констант по новым материалам активных зон, таких как свинец, висмут, азот и т.д.; обоснование ядерной безопасности для производств, связ-

занных с новыми видами топлива; безопасность захоронения ядерных материалов в геологических формациях и т.д.);

– ряд методик измерений отрабатывался и взаимно сравнивался в совместных экспериментах с зарубежными специалистами (Франция, Япония, США) [17]. С учетом разницы в конструкциях критических стендов в разных странах было важно убедиться, что методы расчетов и используемые ядерные константы позволяют с ожидаемой точностью рассчитать требуемые параметры.

Опыт работы на критических сборках – моделях реакторов на быстрых нейтронах – позволил обосновать методики и принять участие в пусках реакторов ИБР-2, БОР-60, БН-350, БН-600, БН-800 и китайского реактора CEFR – аналога реактора БОР-60.

ОПЫТ МЕЖДУНАРОДНОГО СОТРУДНИЧЕСТВА

Критические стены БФС-1 и БФС-2 в прошедшие годы достаточно интенсивно (начиная с 1990-х гг.) использовались для международного сотрудничества, включающего в себя

– двухсторонние контракты с научными центрами Франции, США, Японии, КНР, Республики Корея и Индии по экспериментам в обоснование разрабатываемых в этих странах реакторных установок;

– утилизацию экс-оружейного плутония (как в быстрых реакторах, так и в реакторах ВВЭР);

– безопасность топливного цикла;

– трансмутацию младших актинидов;

– отработку и создание систем учета, контроля и физической защиты ядерных материалов;

– международный проект по оценке критических экспериментов (12 сборок, 43 конфигурации);

– международный проект по оценке реакторных экспериментов (11 сборок);

– международные эксперименты по сравнению методик измерений реакторных параметров (зарубежные участники – Япония, Франция; критические сборки, кроме БФС – МАЗУРКА, FCA).

ПЕРСПЕКТИВЫ РАБОТЫ БФС НА БУДУЩЕЕ

В рамках Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения» выполнены работы по техническому перевооружению критических стендов БФС:

– изготовление новых блоков материалов для моделирования перспективных активных зон разрабатываемых реакторов нового поколения (дополнительное количество металлического плутония, нитрида урана, обогащенного карбида бора и металлического натрия);

– приобретение современной измерительной аппаратуры для неразрушающего анализа ядерных материалов, а также суперкомпьютера для расчетного сопровождения эксперимента;

– замена практических всех инженерных систем критических стендов (аппаратура СУЗ, системы радиационного контроля, аварийной сигнализации о возникновении СЦР, приточной и вытяжной вентиляции, электроснабжения и др.);

– переоборудование помещений хранилища ядерных материалов.

Проведенное техническое перевооружение критических стендов БФС позволит проводить обоснование с необходимой точностью нейтронно-физических характеристик перспективных реакторов типа БН, БРЕСТ, СВБР и др., оптимизацию па-

раметров замкнутого топливного цикла ядерной энергетики, а также расширить возможности стендов, включая выполнение зарубежных контрактов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Критические стенды БФС-1 и БФС-2 как в прошлом, так и в настоящее время интенсивно используются для обеспечения российских проектов ядерных реакторов и для международного сотрудничества в области мирного использования ядерной энергии. Стенды оснащены необходимыми материалами, аппаратурой для исследований, квалифицированным научным и эксплуатационным персоналом. С завершением технического перевооружения комплекс критических стендов БФС становится крупнейшей в мире исследовательской ядерной установкой для моделирования быстрых реакторов, полностью отвечающей современным требованиям.

Авторы выражают искреннюю благодарность профессору кафедры расчета и конструирования реакторов Обнинского института атомной энергетики НИЯУ «МИФИ» Юрию Алексеевичу Казанскому за конструктивную критику и замечания при подготовке статьи.

Литература

1. Казачковский О.Д. Реакторы на быстрых нейтронах. Научно-технические мемуары. – Обнинск: ИАТЭ, 1995. – 135 с.
2. Материалы Международной конференции «БФС-50». Обнинск, 28.02. – 01.03. 2012. – Обнинск: ОНТИ ГНЦ РФ-ФЭИ, 2012. – 287 с.
3. Основные правила учета и контроля ядерных материалов НП-030-12. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2012. – 48 с.
4. Казанский Ю.А., Дулин В.А., Зиновьев В.П. и др. Методы изучения реакторных характеристик на критических сборках БФС. – М.: Атомиздат, 1977. – 88 с.
5. Белов С.П., Герасимов П.В., Казанский Ю.А. и др. Расчетно-экспериментальное исследование натриевого пустотного эффекта реактивности. // Атомная энергия. – 1979. – Т. 47. – С. 161-164.
6. Казанский Ю.А., Матвеенко И.П., Тютюнников П.Л. и др. К учету пространственных эффектов при измерении реактивности методом обращенного решения уравнения кинетики. // Атомная энергия. – 1981. – Т. 51. – С. 387-389.
7. Казанский Ю.А., Дулин В.А., Сидоров Г.И. и др. Изучение параметров конверсии на быстрых критических сборках БФС. // Атомная энергия. – 1982. – Т. 52. – С. 203-204.
8. Казанский Ю.А., Ваньков А.А., Возяков В.В. и др. Изучение спектров нейтронов на сборках БФС. // Атомная энергия. – 1982. – Т. 52. – С. 235-240.
9. Белов С.П., Бобров С.Б., Казанский Ю.А. и др. Расчетно-экспериментальные исследования модели быстрого реактора с гетерогенной активной зоной. // Атомная энергия. – 1987. – Т. 62. – С. 354-361.
10. Seleznev E.F., Belov A.A., Mushkaterov A.A., Matveenko I.P., Zhukov A.M., Raskatch K.F. Fast breeder reactor kinetics. A direct problem. PHYSOR-2010. – Pittsburgh, USA, 2010.
11. Seleznev E.F., Belov A.A., Mushkaterov A.A., Matveenko I.P., Zhukov A.M., Raskatch K.F. Fast breeder reactor kinetics. An inverse problem. PHYSOR-2010. – Pittsburgh, USA, 2010.
12. Селезнев Е.Ф., Белов А.А., Матвеенко И.П., Жуков А.М., Раскач К.Ф. Кинетика реакторов на быстрых нейтронах. // Ядерная физика и инжиниринг. – 2012. – Т. 3. – № 1. – С. 28-40.
13. Seleznev E.F., Belov A.A., Matveenko I.P., Zhukov A.M., Raskatch K.F. On fast reactor kinetics studies. PHYSOR-2012 – Advances in Reactor Physics – Linking Research, Industry, and Education, Knoxville, Tennessee, USA, April 15-20, 2012, on CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL.
14. Селезнев Е.Ф., Белов А.А., Панова И.С., Матвеенко И.П., Михайлов Г.М., Жуков А.М. Пространственная кинетика в реакторах на быстрых нейтронах. Международная конференция по быстрым реакторам и соответствующим топливным циклам: безопасные технологии и устойчивые сценарии – FR13. 4-7 марта 2013г., Париж, Франция.

ИСТОРИЯ НАУКИ

15. Manturov G.N., Kochetkov A.L., Semenov M.Y. BFS-73-1 Assembly: Experimental Model of Sodium-cooled Fast Reactor with Core of Metal Uranium Fuel of 18.5% Enrichment and Depleted Uranium Dioxide Blanket. International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments NEA, 2012.
16. Готье Ж.К., Вест Дж.П., Матвеенко И.П. Сравнение эффективности органов управления в быстрых реакторах. // Атомная энергия. – 1989. – Т. 66. – Вып. 5. – С. 302-308.
17. Матвеенко И.П., Двухшерстнов В.Г., Ефименко В.В. Физическая инвентаризация ядерных материалов на стенде БФС. Сб. трудов 2-й Международной конференции по учету, контролю и физической защите ядерных материалов. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2000. – С. 70-77.

Поступила в редакцию 18.04.2016 г.

Авторы

Двухшерстнов Владимир Георгиевич, начальник комплекса БФС, Отделение ядерных реакторов и топливного цикла (ОЯРиТЦ),
E-mail: bfs@ippe.ru

Жуков Александр Максимович, начальник смены ККС, ОЯРиТЦ, к.т.н.
E-mail: ajukov@ippe.ru

Клинов Дмитрий Анатольевич, зам. генерального директора – директор ОЯРиТЦ, к.т.н.
E-mail: dklinov@ippe.ru

Матвеенко Игорь Павлович, советник директора ОЯРиТЦ, к.ф.-м.н.
E-mail: matveenko@ippe.ru

Пшакин Геннадий Максимович, в.н.с., лаб. 40, ОЯРиТЦ, к.т.н.
E-mail: pshakin@ippe.ru

UDC 621.039.51

BFS: PAST, PRESENT AND FUTURE

Dvukhsherstnov V.G., Zhukov A.M., Klinov D.A., Matveenko I.P., Pshakin G.M.

JSC «SSC RF-IPPE n.a. A.I. Leypunsky»

1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

At present, the BFS complex of fast critical facilities is an outstanding (and unique) experimental facility designed for full scale simulation of different nuclear reactor types. Created in the 1960-s, the complex is still an efficient experimental facility for predicting the main physical parameters of fast neutron reactors with high precision. These include criticality, CR worth, volume power distribution, sodium void reactivity effect and other special parameters. Special-purpose critical assemblies – benchmarks – mounted at BFS allow revising nuclear data, measurement techniques and calculation methods used for designing fast neutron reactors. The BFS complex has been effectively used in the framework of international collaboration.

During these collaborations were created some experiments: connected with influence of homogenous adding of ^{237}Np in to fuel of fast reactor on efficiency of absorbers and sodium void reactivity effects (France); creation of CEFR core and measuring of neutron parameters (China); creation of benchmarks connected with ex-weapon grade Pu disposal in geological formations and nuclear safety of MOX fuel production (USA); creation of different variants of KALIMER reactor core (Korea),

models of BN-600 type reactor (India); influence of sodium cavity on fast reactor core parameters (Japan), creation of modern material control and accounting system (USA).

A significant amount of different nuclear materials accumulated at BFS and used for simulations requires special attention to provide their security. Advanced methods, technologies and equipment are used to ensure effective functioning of the material protection, accounting and control systems. While in operation, the BFS equipment was regularly upgraded and retrofitted and this process is still underway. New tasks emerging due to the development of the closed fuel cycle strategy in Russian nuclear power call for further development and upgrading of the BFS complex and use of new nuclear materials.

Key words: critical assembly, core simulation, fast neutrons reactors, nuclear material accounting and control, physical protection, reactivity effects, control rods effectiveness, power distribution, sodium void effect reactivity.

REFERENCES

1. Kazachkovsky O.D. Fast neutron reactors. Scientific-technical memoirs. Obninsk. IATE Publ., 1995, 135 p. (in Russian).
2. Proceedings of the International Conference Dedicated to the 50th Anniversary of the BFS Facility, 28 Feb – 01 Mar 2012. Obninsk. Scientific and Technical Information Department of SSC RF-IPPE Publ., 2012. 287 p. (in Russian).
3. Basic Rules for Accounting and Control of Nuclear Materials, NP-030-12. Moscow. FBU «NTC YaRB» Publ., 2012. 48 p. (in Russian).
4. Kazansky Yu.A., Dulin V.A., Zinoviev V.P., Belov S.P., Mamontov V.F., Tyutyunnikov P.L. Metody izucheniya reactornykh kharakteristik na kriticheskikh sborkakh BFS. [Methods for studying reactor characteristics on critical assemblies of the BFS Facility.] Moscow. Atomizdat Publ., 1977. 88 p. (in Russian).
5. Belov S.P., Gerasimov P.V., Kazansky Yu.A., Marveev V.I., Pshakin G.M., Tyutyunnikov P.L. Raschetno-eksperimentalnoe issledovanie natrievogo pustotnogo effecta reaktivnosti. [Calculation-experimental study of the sodium void effect of reactivity.] *Atomnaya energiya*, 1979, v.47, pp. 161-164 (in Russian).
6. Kazansky Yu.A., Matveenko I.P., Tyutyunnikov P.L., Shokod'ko A.G. K uchotu prostranstvennykh effectov pri izmerenii reaktivnosti metodom obraschenogo resheniya uravneniya kinetiki. [To the account of spatial effects in the measurement of reactivity by the inverse solution method of the kinetics equation.] *Atomnaya energiya*, 1981, v.51, p. 387-389 (in Russian).
7. Kazansky Yu.A., Dulin V.A., Sidirov G.I., Mamontov V.F., Mozhaev V.K. Izuchenie parametrov konversii na bystrykh kriticheskikh sborkah BFS. [Study of conversion parameters on fast critical assemblies of the BFS facility.] *Atomnaya energiya*, 1982, v.52, pp. 203-204 (in Russian).
8. Kazansky Yu.A., Van'kov A.A., Vozyakov V.V., Voropaev A.I., Vorotincev M.F., Kuzin E.N., Lityaev B.M., Pivovarov V.A., Shapar' A.V. Izuchenie spectrov neutronov na sborkah BFS. [The study of neutron spectra on assemblies of the BFS facility.] *Atomnaya energiya*. 1982, v. 52, pp. 235-240 (in Russian).
9. Belov S.P., Bobrov S.B., Kazansky Yu.A., Kuzin E.N., Metveev V.I., Novozhilov A.I. Cherniy V.A. Raschetno-eksperimental'niye issledovaniya modeli bystrogoy reaktora s geterogennoy aktivnoy zonoy. [Calculation and experimental studies of the model of fast reactor with heterogeneous core.] *Atomnaya energiya*. 1987, v. 62, pp. 354-361 (in Russian).
10. Seleznev E.F., Belov A.A., Mushkaterov A.A., Matveenko I.P., Zhukov A.M., Raskatch K.F. Fast breeder reactor kinetics. A direct problem, PHYSOR-2010, 2010, Pittsburgh, USA.
11. Seleznev E.F., Belov A.A., Mushkaterov A.A., Matveenko I.P., Zhukov A.M., Raskatch K.F., Fast breeder reactor kinetics. An inverse problem, PHYSOR-2010, 2010, Pittsburgh, USA.
12. Seleznev E.F., Belov A.A., Matveenko I.P., Zhukov A.M., Raskatch K.F. Kinetika reaktorov

- na bystryh neytronah. [Fast breeder reactor kinetics.] *Yadernaya fizika i inzhiniring*, 2012, v. 3, pp. 28-40 (in Russian).
13. Seleznev E.F., Belov A.A., Matveenko I.P., Zhukov A.M., Raskatch K.F. On fast reactor kinetics studies, PHYSOR-2012 – Advances in reactor Physics – Linking Research, Industry, and Education. Knoxville, Tennessee, USA, April 15-20, 2012. On CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL.
14. Seleznev E.F., Belov A.A., Panova I.S., Matveenko I.P., Mikhaylov G.M., Zhukov A.M. Spatial kinetics in fast reactors. International conference on fast reactors and fuel cycles – FR13, 2013, 4–7 of March, Paris, France.
15. Manturov G.N., Kochetkov A.L., Semenov M.Y., BFS-73-1 Assembly: Experimental Model of Sodium-cooled Fast Reactor with Core of Metal Uranium Fuel of 18.5% Enrichment and Depleted Uranium Dioxide Blanket. *International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments NEA*, 2012.
16. Gauthier J.C., West J.P., Matveenko I.P. Comparison of absorber rod worths in fast reactors. *Atomnaya Energiya*, 1989, v. 66, iss. 5, pp. 302-308 (in Russian).
17. Matveenko I.P., Dvukhsherstnov V.G., Efimenko V.V. Physical Inventory of Nuclear Materials on BFS Facility. Proceedings of the 2-nd MPC&A Conference. Obninsk. SSCRF-IPPE Publ., 2000, pp. 70-77 (in Russian).

Authors

Dvukhsherstnov Vladimir Georgievich, Chief Engineer of BFS Complex
E-mail: bfs@ippe.ru

Zhukov Alexander Maksimovich, Head of Shift BFS Complex, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: ajukov@ippe.ru

Klinov Dmitri Anatolievich, Deputy Director General, Head of Department, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: dklinov@ippe.ru

Matveenko Igor Pavlovich, Director's Advisor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: matveenko@ippe.ru

Pshakin Gennady Maksimovich, Senior Scientist, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: pshakin@ippe.ru

РЕНТГЕНОГРАФИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ СТРУКТУРНОГО СОСТОЯНИЯ ВЫСОКОНИКЕЛЕВОГО СПЛАВА FE-15CR-35NI-11W, ОБЛУЧЕННОГО ИОННО-ПЛАЗМЕННЫМИ ПОТОКАМИ

В.Г. Малынкин, Е.В. Платонова*

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ,
249049, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1*

**АО «ГНЦ РФФЭИ им. А.И. Лейпунского»
249033, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1*



Под воздействием ионно-плазменной обработки радиационно-индукционные структурно-фазовые превращения в высоколегированном жаропрочном сплаве Fe-15Cr-35Ni-11W отличаются от превращений в широко используемых в атомной энергетике сталях типа 0Х18Н10Т и 0Х16Н15М3Б. Эти отличия были установлены с помощью рентгенографического анализа, который показал, что дополнительные рефлексы на рентгенограммах облученных образцов сплава Fe-15Cr-35Ni-11W появляются со стороны больших углов относительно рефлексов исходного твердого раствора. Детальные рентгенографические исследования, проведенные авторами, показали, что на рентгенограммах железохромовых сплавов типа 0Х18(10-30)Н, легированных Ti, Mo, Nb, Al в количестве 1 – 3% и облученных ионно-плазменными потоками, дополнительные пики появлялись со стороны меньших углов.

В обоих случаях образовавшаяся фаза является изоморфной матричной и термически метастабильной, при этом в отличие от стали 0Х18Н10Т сплав Fe-15Cr-35Ni-11W претерпевает разупрочнение. Методом рентгенографического анализа определены концентрации дефектов упаковки в сплаве Fe-15Cr-35Ni-11W и стали 0Х18Н10Т в деформированном состоянии. Установлено, что концентрация дефектов упаковки в таком состоянии в стали 0Х18Н10Т в четыре раза выше, что свидетельствует о более низкой энергии дефекта упаковки в этой стали. Сделан вывод о том, что наблюдаемые эффекты связаны с механизмом радиационно-индукционной пластической деформации. Структурно-фазовые изменения в сплаве Fe-15Cr-35Ni-11W связаны с деформацией двойникованиям в отличие от стали 0Х18Н10Т, в которой наблюдаемые превращения обусловлены деформацией скольжением.

Ключевые слова: ионно-плазменная обработка, аустенитные нержавеющие стали, рентгеновская дифракция, дефекты упаковки, деформация скольжением, деформация двойникование.

ВВЕДЕНИЕ

В промышленных реакторных материалах в поликристаллическом и монокристаллическом состояниях под воздействием непрерывных ионно-плазменных потоков ионов с энергией от десятков килоэлектронвольт до 1 МэВ происходят существенные структурно-фазовые изменения [1 – 23]. Типичные изменения рентгеновской дифракционной картины в облученных сплавах приведены на рис. 1. В сплавах Fe-18Cr-10Ni и Fe-16Cr-15Ni с небольшими добавками Ti, Nb или Mo, имеющих гранецентрированную кубическую решетку (ГЦК), эти изменения проявлялись в появлении дополнительных рентгеновских рефлексов со стороны малых углов от основных линий матричного твердого раствора. Для материалов составов Fe-12Cr-Mo-V-Nb, Fe-(18–24Cr), имеющих объемно-центрированную кубическую решетку (ОЦК), исходная рентгеновская линия приобретала уширение.

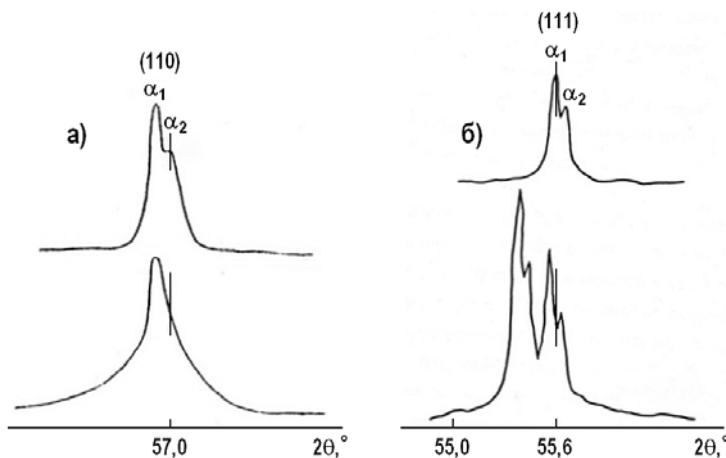


Рис. 1. Рентгеновская дифракционная картина сталей ОЦК Fe-12Cr-Mo-V-Nb (а) и ГЦК Fe-16Cr-15Ni-3Mo-Nb (б); исходная картина – вверху, после ионно-плазменной обработки – внизу

Такие изменения сопровождались увеличением микротвердости, причем в материалах с ОЦК-решеткой в три – четыре раза больше, чем с ГЦК-решеткой.

В работе [25] высказано предположение о том, что радиационное влияние от ионных пучков, в основном, связано с пластической деформацией в приповерхностном объеме материалов. Такие деформации происходят в стесненных условиях и связаны с образованием и эволюцией не одномерных (дислокаций), а двумерных дефектов кристаллической структуры (дефектов упаковки, двойников и т.д.). Механизм деформации зависит от типа дефектов – носителей пластичности, который определяется энергией дефекта упаковки. Так, изменения линии (111) на рентгеновской дифрактограмме ГЦК-сплава (см. рис. 1) необходимо связывать с высокой концентрацией образующихся в процессе пластической деформации дефектов упаковки. В работе проведено сопоставление структурных изменений под воздействием ионно-плазменных потоков сплавов одного структурного класса, в значительной степени отличающихся по составу и энергии дефекта упаковки.

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТА

Жаропрочный сплав Fe-15Cr-35Ni-11W и сталь 0Х18Н10Т относятся к austenитному классу, но отличаются по вероятности образования дефектов упаковки при механической деформации. В результате обработки рентгенограмм сталей после механической деформации по известной методике [27, 28] было установлено, что в стали Fe-15Cr-35Ni-11W вероятность образования дефектов упаковки составляет

ет $\alpha = 8,3 \cdot 10^{-3}$, а в стали 0X18H10T – $\alpha = 2,5$. Можно предположить, что в сплаве Fe-15Cr-35Ni-11W, имеющем более низкую вероятность образования дефектов упаковки, деформация скольжением в значительной степени затруднена, и наиболее вероятна деформация двойникованием. Поэтому была предпринята попытка сравнить поведение под воздействием ионно-плазменной обработки сплава Fe-15Cr-35Ni-11W и стали 0X18H10T, полученных методом вакуумно-дугового переплава.

Перед облучением холоднодеформированные образцы отжигали в безмасляном вакууме 10^{-6} Па при 1000°C в течение часа для снятия искажений, обусловленных механической обработкой. После austенитации проводился рентгенографический анализ, который показал, что в исходном состоянии сталь представляла собой гомогенный твердый раствор с ГЦК-решеткой. Образцы сплава Fe-15Cr-35Ni-11W обрабатывались ионами аргона ионно-плазменного пучка, плотность которого достигает 10^{19} ион/ $\text{см}^2\cdot\text{s}$, с энергией до 5 кэВ в условиях давления в камере 10^{-1} Па при температурах $450 - 600^{\circ}\text{C}$. Рентгеноструктурный анализ проводился на дифрактометре Дрон-2.0 с использованием монохроматического $\text{Cr}-\text{K}_{\alpha}$ -излучения. Обработка полученных рентгенограмм производилась при помощи программы OUTSET.

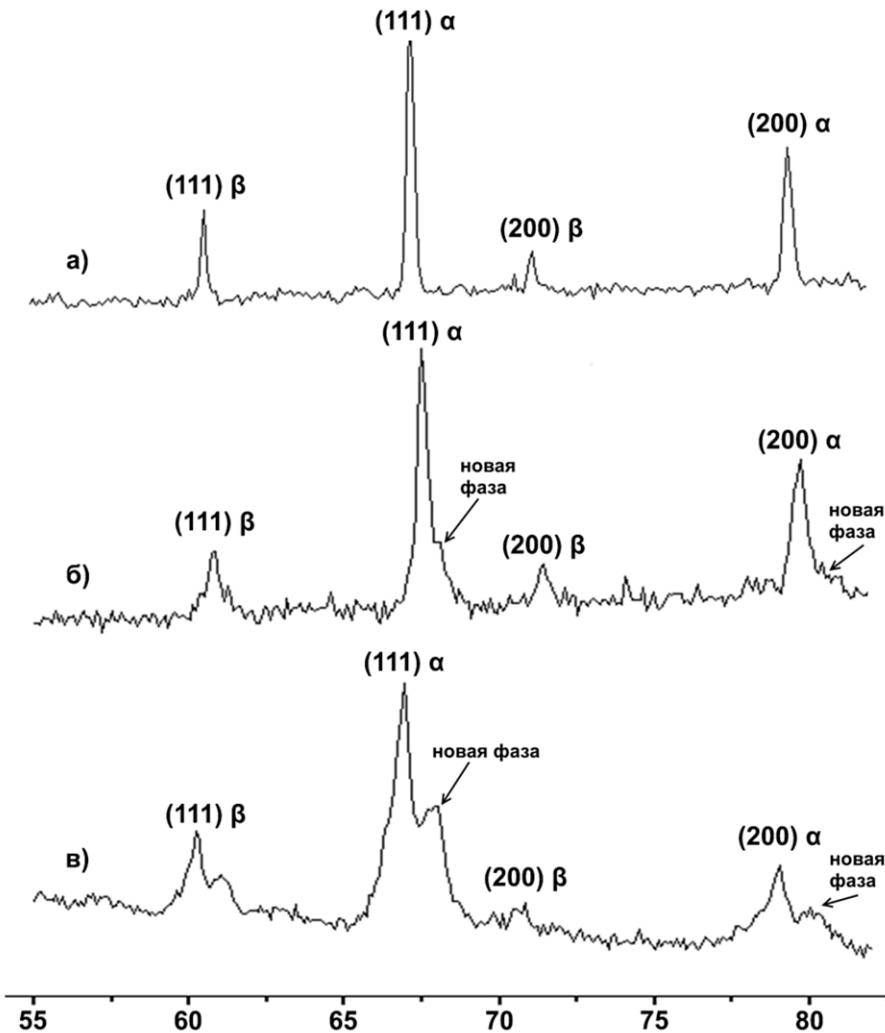


Рис. 2. Рентгенограммы Fe-15Cr-35Ni-11W в исходном состоянии (а), в облученном состоянии до дозы по аргону $D = 6,7 \cdot 10^{20}$ ион/ см^2 (б), в облученном состоянии до дозы по аргону $D = 9 \cdot 10^{20}$ ион/ см^2 (в)

На рисунке 2 представлены рентгеновские дифрактограммы стали Fe-15Cr-35Ni-11W исходной и облученной ионно-плазменными потоками. После облучения появились дополнительные рентгенографические пики со стороны больших углов. Дополнительные пики появляются только вблизи линий исходного твердого раствора, что однозначно свидетельствует о том, что новая фаза имеет такую же, как и исходный сплав, ГЦК-структуру, но меньший период кристаллической решетки. Период кристаллической решетки новой фазы Fe-15Cr-35Ni-11W отличается от исходного значения $a = 3,5843 \cdot 10^{-8}$ см и уменьшается до $a = 3,5547 \cdot 10^{-8}$ см (доза по аргону $D = 6,7 \cdot 10^{20}$ ион/см²) и $a = 3,5619 \cdot 10^{-8}$ см (доза по аргону $D = 9 \cdot 10^{20}$ ион/см²).

Анализ интенсивностей исходных и новых линий указывает на то, что объемные фракции новой фазы составляют примерно 20 – 30% от исходной. Можно полагать, что в жаропрочной стали Fe-15Cr-35Ni-11W, которая имеет высокий предел текучести и большую энергию дефекта упаковки, стесненная радиационно-индукционная пластическая деформация происходит по механизму двойникования с образованием изоморфной фазы. В этом случае, согласно работе [27], в результате деформации при высоких скальывающих напряжениях возникает изоморфная фаза.

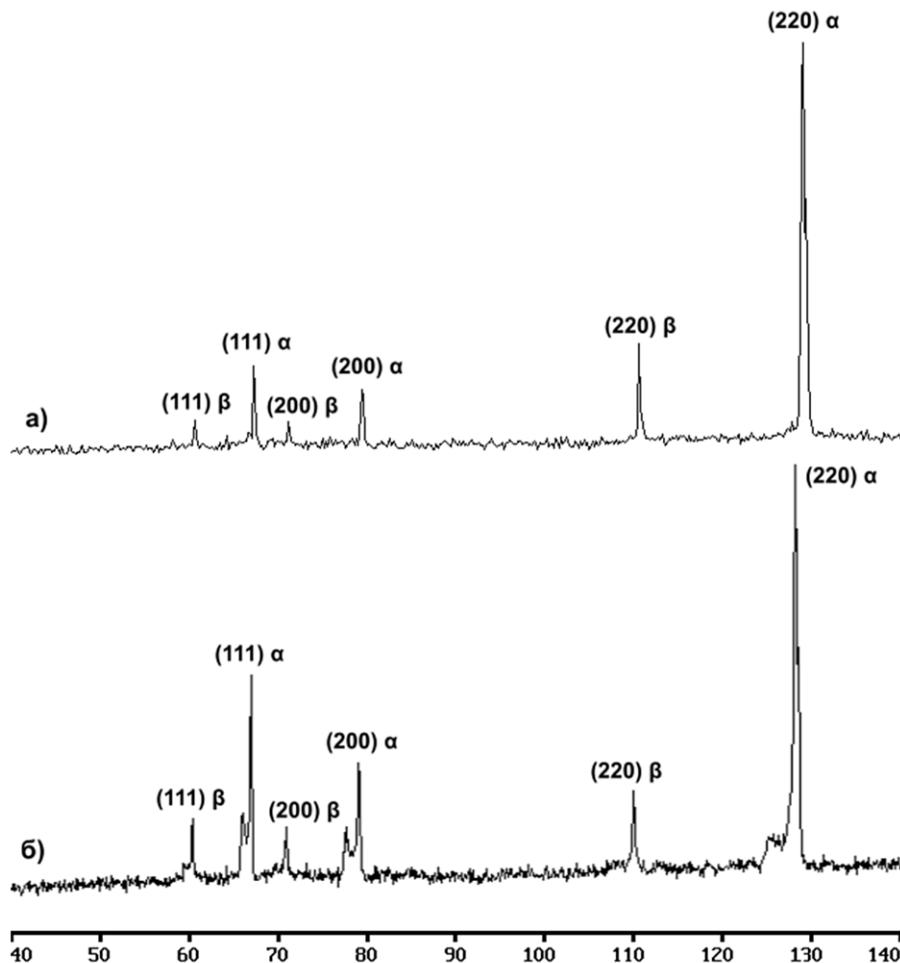


Рис. 3. Рентгенограмма исходного образца стали 0X18H10T (а) и облученного до дозы по аргону $D = 9 \cdot 10^{20}$ ион/см² (б)

На рисунке 3 представлены типичные изменения рентгеновской дифракционной картины аустенитной стали 0X18H10T с низким значением энергии дефекта упаковки в исходном состоянии и после ионно-плазменной обработки ионами аргона.

На рентгенограммах облученного образца видно, что образуются дополнительные пики со стороны малых углов от основных рефлексов. Новая фаза изоморфна исходной, но имеет больший период кристаллической решетки. В стали аустенитного класса с низкой энергией дефектов упаковки структурные изменения также связаны с пластической деформацией, но по механизму образования дефектов упаковки с появлением изоморфных фаз с большим периодом решетки.

Образец сплава Fe-15Cr-35Ni-11W после ионно-плазменной обработки Ar^+ ($E = 3,5 \text{ кэВ}$, $T_{\text{обл.}} = 500^\circ\text{C}$) подвергли пострадиационным отжигам при температурах 500, 600 и 700°C. Как видно из рис. 4, появившаяся изоморфная фаза является метастабильной, и существует температура фазовой релаксации, при которой образовавшаяся фаза исчезает.

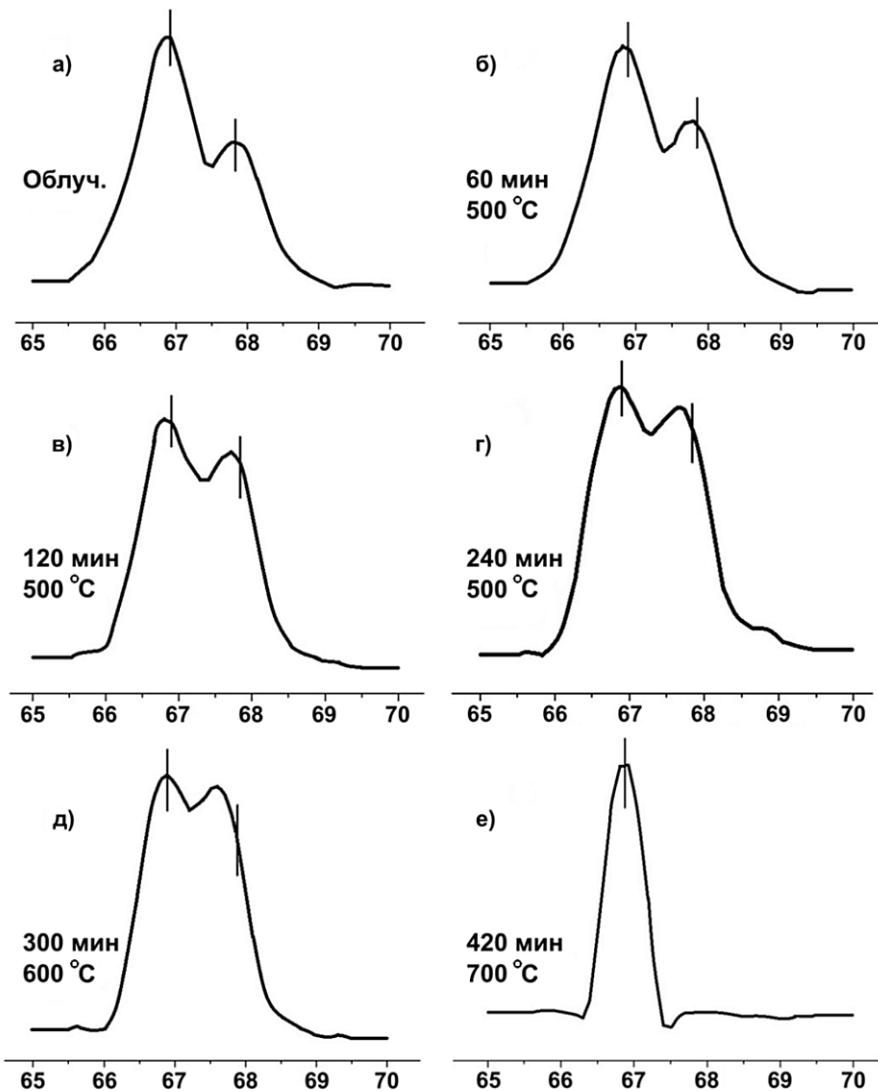


Рис. 4. Изменение формы рентгеновской дифракционной линии (111) образца Fe-15Cr-35Ni-11W, подвернутого ионно-плазменной обработке Ar^+ с энергией 3,5 кэВ при температуре 500°C (а) и отожженного при 500°C (б, в, г), 600°C (д), 700°C (е)

Измерения микротвердости показали, что после ионно-плазменной обработки микротвердость сплава Fe-15Cr-35Ni-11W снизилась с 2160 до 1090 МПа. Можно

предположить, что при появлении новой фазы с уменьшенным периодом решетки в локальных объемах исходной матрицы возникают области растяжения, что и приводит к уменьшению микротвердости. Напротив, после ионно-плазменной обработки микротвердость стали 0Х18Н10Т увеличивается в два – три раза. Это связано с появлением новой фазы с большим периодом решетки.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Показано, что в результате ионно-плазменной обработки характер структурных изменений в аустенитных сталях зависит от величины энергии дефекта упаковки. В аустенитном сплаве Fe-15Cr-35Ni-11W с большой энергией дефекта упаковки радиационно-индуцированная пластическая деформация происходит по механизму двойникования. Это проявляется в появлении дополнительных рефлексов на рентгенограммах со стороны больших углов. Одновременно с этим происходит разупрочнение сплава. Такое поведение отличается от поведения сталей аустенитного класса с низкой энергией дефектов упаковки, исследованных ранее (0Х18Н10Т и 0Х16Н15М3Б), в которых индуцированные ионно-плазменной обработкой структурные изменения также связаны с пластической деформацией, но по механизму образования дефектов упаковки. Это проявляется в появлении дополнительных рефлексов на рентгенограммах со стороны меньших углов. При этом происходит увеличение микротвердости сплавов.

Литература

1. Гусева М.И. Ионная имплантация в металлах // Поверхность. Физика, химия, механика. – 1982. – № 4. – С. 27-30.
2. Быков В.Н., Малынkin В.Г., Хмелевская В.С. Эффект дальнодействия при ионном облучении // ВАНТ. Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. – 1989. – № 3. – С. 45-52.
3. Мартыненко Ю.В. Эффекты дальнодействия при ионной имплантации. // Итоги науки и техники. Сер. Пучки заряженных частиц и твердое тело. – 1993. – Т. 7. – С. 82-112.
4. Кузнецов Г.В. Влияние ионной бомбардировки на структурные и фазовые превращения при химико-термической обработке в тлеющем разряде // МИТОМ. – 1987. – № 11. – С. 21-27.
5. Хмелевская В.С., Соловьев С.П., Малынkin В.Г. Новое структурное состояние в металлических системах, индуцированное облучением. // Итоги науки и техники. Сер. Пучки заряженных частиц и твердое тело. – 1990. – Т. 2. – С. 151-193.
6. Темельбаум Д.И., Пантелеев В.А., Азов А.Ю., Гуткин М.В. О едином подходе к интерпретации эффекта дальнодействия при облучении твердых тел заряженными частицами и фотонами светового диапазона. // Поверхность. Сер. Рентгеновские, синхротронные и нейтронные исследования. – 2000. – № 5. – С. 87-89.
7. Khmelevskaya V.S., Malynkin V.G., Solovyev S.P. Radiation-induced decomposition of unsaturated face centered cubic solid solution. // Phase Transitions. – 1991. – Vol. 29. – PP. 157-166.
8. Khmelevskaya V.S., Solovyev S.P., Malynkin V.G. Nonequilibrium structures in irradiated metallic alloys // J. Nucl. Mater. – 1993. – Vol. 199. – PP. 214-220.
9. Khmelevskaya V.S., Malynkin V.G. The Morphology Changes Caused by the Non-Equilibrium Transition in Irradiated Metallic Solid Solutions // Phys. stat. sol. (a) – 1996. – V. 156. – PP. 251-256.
10. Хмелевская В.С., Малынkin В.Г., Соловьев С.П., Ислам Н., Базалеева К.О. Эффект дальнодействия в условиях радиационно-индуцированного кинетического фазового перехода // Письма в ЖТФ. – 1996. – Т. 22. – Вып. 5. – С. 9-13.
11. Khmelevskaya V.S., Malynkin V.G., Solovyev S.P. Structural transition under high dose ion irradiation // J. Nucl. Mater. – 1996. – Vol. 233-237. – PP. 240-243.
12. Khmelevskaya V.S., Malynkin V.G. Anomalous states in metallic alloys induced by irradiation // Phase Trasactions. – 1997. – Vol. 60. – PP. 59-65.

13. Хмелевская В.С., Малынкин В.Г., Кудря Е.В. Особенности радиационно-индуцированного расслоения в твердых растворах с ГЦК-структурой // ВАНТ. Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. – 1989. – Т. 50. – Вып. 3. – С. 58-61.
14. Хмелевская В.С., Малынкин В.Г. Модифицирование поверхности металлических материалов методом формирования неравновесных состояний, индуцированных радиационным облучением. // Проблемы машиностроения и надежности машин. – 1994. – № 3. – С. 42 - 46.
15. Малынкин В.Г., Хмелевская В.С., Соловьев С.П. Структурное состояние облученных твердых растворов на железохромоникелевой и железохромистой основах. / Сб. докл. IV Межотраслевой конференции по реакторному материаловедению (Димитровград, 15-19 мая 1995). – Т. 3. – С. 289-302.
16. Хмелевская В.С., Соловьев С.П., Грабова Р.Б., Малынкин В.Г. Особенности радиационно-индуцированных превращений в хромистых сталях // ФММ. – 1990. – № 3. – С. 156-160.
17. Хмелевская В.С., Грабова Р.Б., Малынкин В.Г., Соловьев С.П. Аномальные изменения структуры и свойств хромистых сталей, облученных ионами. // Поверхность. Физика, химия, механика. – 1990. – № 8. – С. 126-132.
18. Хмелевская В.С., Малынкин В.Г., Каширин С.И., Кудря Е.В. Морфология твердых растворов в области неравновесного фазового перехода, индуцированного облучением. // Поверхность. Физика, химия, механика. – 1991. – № 2. – С. 55-57.
19. Малынкин В.Г., Хмелевская В.С., Белоголовцев Г.И. Структурно-фазовые превращения в аустенитных и ферритно-мартенситных сталях при ионно-плазменном воздействии. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1997. – № 3. – С. 74-79.
20. Кунченко Ю.В., Кунченко В.В., Картамазов Г.Н. О глубине зоны модификации (упрочнения) материалов облучением при $T \leq 100^{\circ}\text{C}$ низкоэнергетической плазмой тлеющего разряда. // ФП ФИП, РСЕ. – 2009. – Т. 7. – № 1-2. – С. 46-53.
21. Глушко В.И., Бобков В.В., Рябчиков Д.Л., Цуканов В.В., Середа Н.Д. Зарождение и рост новообразований на поверхности металлов в тлеющем разряде аргона. // Известия академии наук. Сер. Физическая. – 1994. – Т. 58. – № 3. – С. 148-142.
22. Хмелевская В.С., Малынкин В.Г., Канунников М.Ю. Превращения в электронной подсистеме металлических твердых растворов в области радиационно-индуцированного перехода. // Письма в ЖТФ. – 1988. – Т. 24. – № 23. – С. 1-7.
23. Хмелевская В.С., Малынкин В.Г. Диссипативные структуры в металлических материалах после облучения и других видах сильного воздействия. // Материаловедение. – 1988. – № 2. – С. 25-32.
24. Lindhard J., Scharff M., Shiott H.F. Range concepts and heavy ion-range. // Mat. Fys. Dan. Vid. Selsk. – 1963. – Vol. 33. – No. 14. – PP. 1-42.
25. Степанов В.А., Хмелевская В.С. Радиационно-индуцированная пластическая деформация и «эффект дальнодействия». // Журнал технической физики. – 2011. – Т. 81. – № 9. – С. 52-56.
26. Штремель М.А. Прочность сплавов. Ч. II. Деформация. Учебник для вузов. – М.: МИСиС, 1997. – 527 с.
27. Вышняков Я.Д. Дефекты упаковки в кристаллической структуре. – М.: Металлургия, 1970. – 216 с.
28. Хмелевская В.С., Малынкин В.Г., Быков В.Н., Желтов Ю.В., Иванов А.Н. Влияние энергии дефектов упаковки на процессы, происходящие в материалах при облучении. // ВАНТ. Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. – 1988. – Т. 43. – Вып. 1. – С. 25-36.

Поступила в редакцию 14.09.2016 г.

Авторы

Малынкин Вадим Григорьевич, доцент ИАТЭ НИЯУ МИФИ, к.ф.-м.н.
E-mail : malynkin@ iate..obninsk.ru

Платонова Евгения Витальевна, инженер АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского»
E-mail: dem1@mail.ru

UDC 620.18

INVESTIGATION OF THE STRUCTURAL CONDITION OF FE-15Cr-35Ni-11W STEEL IN IRRADIATED ION-PLASMA FLOWS

Malynkin V.G., Platonova E.V.*

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU «MEPhI»

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249049 Russia

* JSC «SSC RF-IPPE n.a. A. I. Leipunsky»

1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

It was found that under the influence of ion-plasma treatment radiation-induced structural-phase transformations in the high-alloy superalloy Fe-15Cr-35Ni-11W differ from the transformations in steels of the type 0X18H10T and 0X16N15M3B, widely used in nuclear power engineering. These differences were established with the help of X-ray analysis, which showed that additional reflections on the X-ray patterns of irradiated samples of the Fe-15Cr-35Ni-11W alloy appear from the side of large angles relative to the reflections of the initial solid solution. At the same time, detailed X-ray diffraction studies carried out by the authors earlier showed that X-ray diffraction patterns of iron-chromium alloys of the type 0X18 (10-30) H, additionally doped Ti, Mo, Nb, Al in an amount of 1–3% and irradiated with ion-plasma. The additional peaks appeared from the side of smaller angles.

It is established that in both cases the formed phase is isomorphic to the matrix phase and is thermally metastable, and unlike the 0X18H10T steel, the Fe-15Cr-35Ni-11W alloy undergoes softening. The analysis of literature data on the causes capable of causing similar structural-phase transformations in materials subjected to intensive ion-plasma treatment is analyzed. The concentration of package defects in the alloy Fe-15Cr-35Ni-11W and the steel 0X18H10T in the deformed state was determined by the X-ray diffraction analysis. It was found that the concentration of packing defects in this state in steel 0X18H10T is 4 times higher, which indicates a lower packing defect energy Steel 0X18H10T. It is concluded that the observed effects are associated with the mechanism of radiation-induced plastic deformation. In the Fe-15Cr-35Ni-11W alloy, structural-phase changes are associated with deformation by twinning, in contrast to 0X18H10T steel, in which the observed transformations are due to slip deformation.

Key words: ion-plasma treatment, austenitic stainless steel, X-ray diffraction-pattern, stacking faults, slip deformation, twinning deformation.

REFERENCES

1. Guseva M.I. Ion implantation in metals. *Poverkhnost'. Fizika, khimiya, mehanika*. 1982, no. 4, pp. 27-30 (in Russian).
2. Bykov V.N., Malynkin V.G., Khmelevskaya V.S. The effect of long-range under ion irradiation. *VANT. Ser. Fizika radiatsionnykh povrezhdenij i radiatsionnoe materialovedenie*. 1989, no. 3, pp. 45-52 (in Russian).
3. Martynenko Yu.V. Effects of long-range action in ion implantation. *Itogi nauki i tekhniki. Ser. Puchki zaryazhonykh chastits b* ndyordetelo. 1993, v. 7, pp. 82-112 (in Russian).
4. Kuznetsov G.V. Influence of ion bombardment on structural and phase transformations during chemochemical treatment in glow discharge. *MiTOM*. 1987, no. 11, p. 21-27 (in Russian).
5. Khmelevskaya V.S., Soloviev, S.P., Malynkin V.G. New structural state in metallic systems induced by irradiation. *Itogi nauki i tekhniki. Ser. Puchki zaryazhonykh chastits b*

- ndyordae telo.* 1990, v. 2, pp. 151-193 (in Russian).
6. Tetelbaum, D.I., Panteleev V.A., Azov Y.A., Gutkin M. V. On a unified approach to the interpretation of the effect of the long-range irradiation of solids charged particles and photons of light band. *Poverhnost'. Ser. Rentgenovskie, sinkrotronnye i nejtronnye issledovaniya.* 2000, no. 5, pp. 87-89 (in Russian).
7. Khmelevskaya V.S., Malynkin V.G., Solovyev S.P. Radiation-induced decomposition of unsaturated face centered cubic solid solution. *Phase Transitions.* 1991, v. 29, pp. 157-166.
8. Khmelevskaya V.S., Soloviev S.P., Malynkin V.G. Nonequilibrium structures in irradiated metallic alloys. *J. Nucl. Mater.* 1993, v. 199, pp. 214-220.
9. Khmelevskaya V.S., Malynkin V.G. The Morphology Changes Caused by the Non-Equilibrium Transition in Irradiated Metallic Solid Solutions. *Phys. stat. sol. (a)* 1996, v. 156, pp. 251-256.
10. Khmelevskaya V.S., Malynkin V.G., Soloviev S.P., Islam N., Basalaeva K.O. The Effect of long-range in terms of radiation-induced kinetic phase transition. *Pis'ma v ZhTF.* 1996, v. 22, iss. 5, pp. 9-13 (in Russian).
11. Khmelevskaya V.S., Malynkin V.G., Soloviev S.P. Structural transition under high dose ion irradiation. *J. Nucl. Mater.* 1996, v. 233-237, pp. 240-243.
12. Khmelevskaya V.S., Malynkin V.G. Anomalous states in metallic alloys induced by irradiation. *Phase Trasactions.* 1997, v. 60, pp. 59-65.
13. Khmelevskaya V.S., Malynkin V.G., Kudrya E.V. Peculiarities of radiation-indutsirovannogo separation in solid solutions with FCC-structure. *VANT. Ser. Fizika radiatsionnykh povrezhdenij i radiatsionnoe materialovedenie.* 1989, v. 50, no. 3, pp. 58-61 (in Russian).
14. Khmelevskaya V.S., Malynkin V.G. Surface Modification of metallic materials by a method of forming a non-equilibrium States induced exposure to radiation. *Problemy mashinostroeniya i nadyozhnosti mashin.* 1994, no. 3, pp. 42 – 46 (in Russian).
15. Malynkin V.G., Khmelevskaya V.S., Soloviev, S.P. Structural state of irradiated solid solutions Fe-Ni and Fe-Cr basis. Proc. of IV-th Interindustry conference on reactor material science (Dimitrovgrad, 15-19 may 1995), v. 3, pp. 289-302 (in Russian).
16. Khmelevskaya V.S. Soloviev, S.P., Grabova R.B., Malynkin V.G. Characteristics of radiation induced transformations in chromium steels. *FMM.* 1990, no. 3, pp. 156-160 (in Russian).
17. Khmelevskaya V.S., Grabova, R.B., Malynkin V.G., Soloviev S.P. Abnormal changes of structure and properties of chromium steels irradiated with ions. *Poverhnost'. Ser. Fizika, khimiya, mehanika.* 1990, no. 8, pp. 126-132 (in Russian).
18. Khmelevskaya V.S., Malynkin V.G., Kashirin S.I., Kudrya E.V. Morphology of the solid solutions in the field of non-equilibrium phase transition induced by irradiation. *Poverhnost'. Ser. Fizika, khimiya, mehanika.* 1991, no. 2, p. 55-57 (in Russian).
19. Malynkin V.G., Khmelevskaya V.S., Belogolovtsev G.I. Structural-phase transformations in austenitic and ferritic-martensitic steels under ion-plasma exposure. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 1997, no. 3, pp. 74-79 (in Russian).
20. Kunchenko Y.V., Kunchenko V.V., Karamazov G.N. The depth of the zone modification (hardening) materials irradiation at $T \leq 100^{\circ}\text{C}$ With low-energy glow discharge plasma. *FP of FIP, PSE.* 2009, v. 7, no. 1-2, pp. 46-53 (in Russian).
21. Glushko V.I., Bobkov V.V., Ryabchikov D.L., Tsukanov V.V., Sereda N.D. Nucleation and growth of novoobrazovany on the surface of metals in a glow discharge of argon. *Izvestiya akademii nauk. Ser. Fizicheskaya.* 1994, v. 58, no. 3, pp. 148-142 (in Russian).
22. Khmelevskaya V.S., Malynkin V.G., Kanunnikov M.J. The transformation of the electronic subsystem of the metal solid solutions in the field of radiation-induced transition. *Pis'ma v ZhTF.* 1988, v. 24, no. 23, pp. 1-7 (in Russian).

23. Khmelevskaya V.S., Malynkin V.G. Dissipative structures in the metal material after irradiation and other types of strong exposure. *Materialovedenie*. 1988, no. 2, pp. 25-32 (in Russian).
24. Lindhard J., Scharff M., Shiott H.F. Range concepts and heavy ion-range. *Mat. Fys. Dan. Vid. Selsk.* 1963, v. 33, no. 14, pp. 1-42.
25. Stepanov V.A., Khmelevskaya V.S. Radiation-induced plastic deformation and «the effect of long-range». *Zhurnal tehnicheskoy fiziki*. 2011, v. 81, no. 9, pp. 52-56 (in Russian).
26. Shtremel' M.A. Strength of Alloys: A Textbook for Institutes of Higher Education, Part 2: Deformation. Moscow. MISiS Publ., 1997, 527 p. (in Russian).
27. Vishnyakov J.D. Defects of packing in the crystal structure. Moscow. Metallurgiya Publ., 1970. 216 p. (in Russian).
28. Khmelevskaya V.S., Malynkin V.G., Bykov V.N., Zheltov, Y.V., Ivanov A.N. The effect of the energy defects upakovki on the processes occurring in materials under irradiation. *VANT. Ser. Fizika radiatsionnykh povrezhdenij i radiatsionnoe materialovedenie*. 1988, v. 43, iss. 1, pp. 25-36 (in Russian).

Authors

Malynkin Vadim Grigoryevich, Associate Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail : malynkin@ iate.obninsk.ru

Platonova Evgeniya Vital'yevna, Engineer

E-mail: dem1@mail.ru

ГЕНЕТИЧЕСКИЙ АЛГОРИТМ В ЗАДАЧАХ ОПТИМИЗАЦИИ ЗАГРУЗКИ И ПЕРЕГРУЗОК ТОПЛИВА ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

А.В. Соболев, А.С. Газетдинов*, Д.С. Самохин

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ «МИФИ»

249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1

** ФБУ «НТЦ ЯРБ»*

107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 5



Рассматриваются подходы к использованию генетического алгоритма для оптимизации загрузки и последующих перегрузок тепловыделяющих сборок в активной зоне ядерного реактора. Отмечается сложность использования классических методов, основанных на сплошном сканировании фазового пространства или градиентных подходах. Обсуждаются вопросы выбора критерия оптимизации, в качестве которого использована глубина выгорания топлива. Глубина выгорания оценивается после выгрузки тепловыделяющей сборки из активной зоны, т.е. после отработки трех кампаний.

Важным аспектом, определяющим эффективность использования генетического алгоритма в рассмотренной задаче, является выполнение физического расчета активной зоны реактора с детализированной, позволяющей «чувствовать» изменение взаимного расположения топливных сборок. Использование грубого инструмента приводит к бесполезности предложенного подхода к оптимизации загрузки активной зоны реактора. Другая крайность – избыточная детализация – влечет значительный рост затрат машинного времени. Для проведения анализа нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора использован пакет прикладных программ TRIGEX [1, 2], обеспечивающий приемлемую подробность модели и чувствительность результатов к изменениям в загрузке реактора.

Генетический алгоритм включает в себя использование, как минимум, двух основных процедур – селекции и мутации. Наиболее важным для применения генетического алгоритма является определение мутации, скрещивания, особи. Приводятся основные рекомендации к организации процедур скрещивания и мутации.

Эффективность использования разработанной модели генетического алгоритма показана на тестовом примере реактора на быстрых нейтронах большой мощности. Результаты теста показали, что использование предложенного подхода позволяет выполнять поиск картограмм оптимальных загрузок реактора для каждой перегрузки. Основной целью работы является демонстрация пригодности и эффективности нового современного подхода к решению задачи загрузки топливом ядерного реактора.

Ключевые слова: оптимизация топливной загрузки и перегрузок, глубина выгорания, генетический алгоритм, ядерный реактор.

© А.В. Соболев, А.С. Газетдинов, Д.С. Самохин, 2017

ВВЕДЕНИЕ

Одним из определяющих факторов в области развития атомной энергетики является разработка новых и совершенствование существующих ядерных топливных технологий, в частности, достижение больших глубин выгорания топлива. Для решения этой задачи требуется разработка как новых конструкционных материалов и типов топлива, так и новых систем для управления реактором. Одним из способов повышения глубины выгорания является оптимизация загрузки и перегрузок топлива. Оптимизация топливных загрузок эффективна как для новых типов реакторов, так и для уже существующих. Например, известна работа по формированию топливных загрузок на реакторах ВВЭР-440 при работе на повышенном уровне мощности для Кольской АЭС [3]. Работа [4] посвящена оптимизации перегрузок топлива в реакторе ВВЭР 440. Работа [5] приводит подходы к оптимизации топливной загрузки реактора с помощью эволюционного моделирования. В данной статье рассмотрен пример оптимизации топливных загрузок и перегрузок реактора с помощью генетического алгоритма.

В качестве примера выбрана топливная загрузка, близкая по конфигурации к реактору на быстрых нейтронах большой мощности (далее по тексту – БН), с двумя перегрузками. В процессе перегрузки происходит извлечение тепловыделяющих сборок (ТВС), отработавших три кампании, перестановка оставшихся ТВС и загрузка свежих. Данный тип реактора выбран для примера, в рамках которого отработан подход к организации оптимизации с использованием эволюционных алгоритмов. Разработанный подход можно адаптировать под активную зону реактора любого типа.

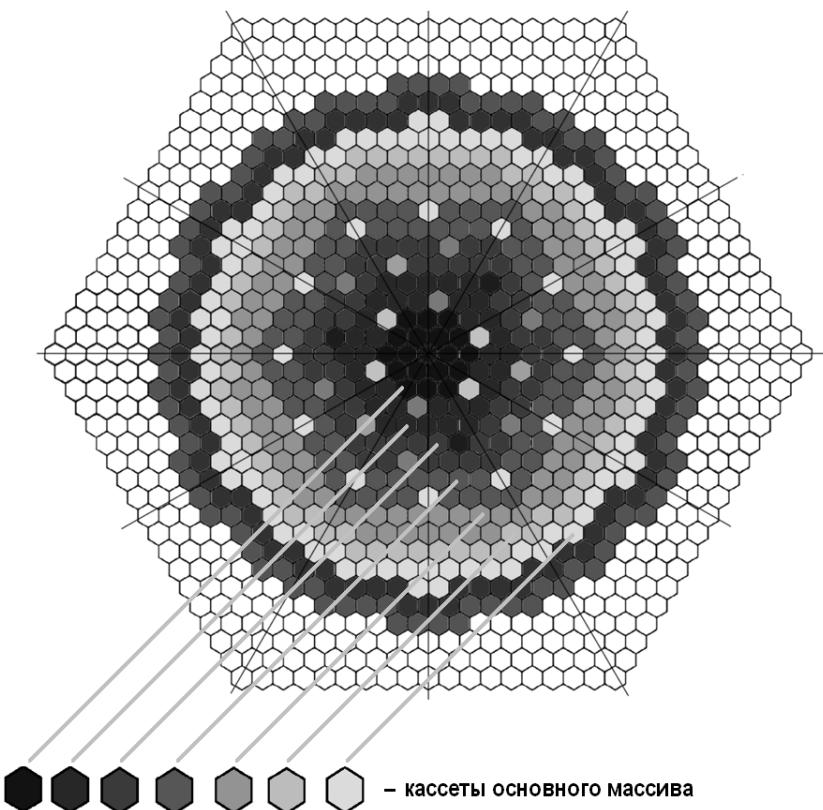


Рис.1. Картограмма активной зоны реактора типа БН

Поскольку предметом исследования данной работы не является конкретный реактор, здесь приводится минимальный набор параметров активной зоны ядерного реактора, необходимый для проведения поисковых исследований. Наиболее важной информацией для реализации топливной оптимизации является картограмма первичной загрузки (рис. 1) и количество ТВС – 606 шт. [6 – 8].

Следует отметить, что для выбранной задачи на примере реактора типа БН полный список перестановок ТВС составляет $606^{(606-1)/2}$ вариантов. Это список из практически бесчисленного множества вариантов. Здесь и проявляется главное достоинство генетического алгоритма – поиск «достаточно хорошего» решения за «достаточно малое время». При больших размерностях задач и отсутствия порядка в начальных данных генетический алгоритм обладает несомненным достоинством перед классическими методами (метод градиентного спуска и подобные) [9].

КРИТЕРИЙ ОПТИМИЗАЦИИ

В качестве критерия оптимизации выбран максимум глубины выгорания топлива. В данном случае оптимизация однокритериальная и критерий достаточно простой. Переход к многокритериальной оптимизации может быть легко осуществлен с помощью введения функций ценности или других известных методов.

Критерием оптимизации может служить иной параметр, например, эффективный коэффициент размножения нейтронов [10].

При оптимизации топливной загрузки и дальнейших перегрузок топлива глубина выгорания определялась как отношение разницы масс первоначально загруженных тяжелых элементов и выгруженных из реактора к массе загруженных в реактор [11]. Поскольку необходима некоторая интегральная характеристика по всем кассетам, которые проработали три кампании реактора, масса выгруженных тяжелых элементов усреднялась по массиву ТВС после трех кампаний. Иными словами, бралась средняя глубина выгорания (в процентах) только для тех кассет, которые проработали в реакторе три кампании. При этом каждая кассета перегружается дважды, т.е. имеет свою уникальную траекторию перемещений от загрузки до выгрузки.

Организация оптимизации загрузки и траекторий перемещений топливных сборок требует учета выгорания топлива, накопления продуктов распада осколков деления и их участия в ядерных реакциях для каждой сборки. Причем чем более детальный учет этих явлений будет организован, тем более качественные будут результаты. Кроме этого для каждого варианта расположения ТВС необходимо рассчитывать распределение плотности потока нейтронов по активной зоне реактора. Таким образом, для получения более или менее адекватных результатов необходимо привлечение расчетных комплексов, позволяющих выполнять расчет распределения плотности потока нейтронов по активной зоне реактора и расчет выгорания. Важно, что эти комплексы должны учитывать гетерогенность активной зоны до ТВС.

В качестве комплекса для расчета поля плотности потока нейтронов и процессов выгорания использован TRIGEX с константным обеспечением CONSYST [12]. При учете выгорания для каждой отдельной сборки на протяжении трех кампаний реактора используется приближение – выгорание топлива и накопление продуктов распада осколков деления выполнено для каждого типа сборок (всего семь типов), а не каждой отдельной сборки. Это обусловлено нацеленностью исследования не на получение конкретного результата для рассматриваемого типа реактора, а на проверку работоспособности метода, позволяющего существенно сократить общую длительность машинных расчетов.

ПРИНЦИП ОПТИМИЗАЦИИ ГЕНЕТИЧЕСКИМ АЛГОРИТМОМ

Генетические алгоритмы – это адаптивные методы поиска, которые в последнее время используются для решения задач оптимизации. В них используются как аналог механизма генетического наследования, так и аналог естественного отбора. При этом сохраняются биологическая терминология в упрощенном виде и основные понятия линейной алгебры.

Генетический алгоритм лишен каких-либо строго предопределенных и отличительных для него математических теорий и строгих соотношений – законов, вся математика для этого метода определяется исследователем из конкретной практической задачи. К примеру были проведены работы по применению генетического алгоритма в задачах оценки показателей надежности и безопасности [13], а также оптимизация топливообеспечения в реакторах с жидкокометаллическим теплоносителем [10].

Кроме функции приспособленности (критерий оптимизации), определяющей качество полученного результата, необходимы также и механизмы (методы) «движения» – эволюции. Так, в окружающем нас живом мире существует, как минимум, два таких механизма – это механизмы селекции и мутации [9].

В качестве исходной точки (точки отправления) при решении конкретных практических задач генетическими алгоритмами является начальная популяция [14 – 22], состоящая из конечного числа особей с уже составленными хромосомами и конкретными значениями генов-параметров. Эта исходная популяция подвергается воздействию механизма мутации, в результате чего изменяются, в конечном счете, значения функции «приспособленности» у особей, подвергшихся мутации. Далее происходит формирование нового поколения особей, где вступает в действие механизм селекции. Причем в новое поколение отбираются особи, получаемые в результате селекции, и особи из предыдущего поколения. Необходимо отметить, что особи, более приспособленные (т.е. имеющие лучшее значение функции «приспособленности»), с большей вероятностью произведут потомство (т.е. будут отобраны механизмом селекции для образования новой особи) и попадут сами в следующее поколение. Таким образом, в каждое новое поколение отбираются наборы критериев, называемые здесь *особями* или хромосомами, наилучшим образом удовлетворяющие заданному соотношению функции «приспособленности».

ОПТИМИЗАЦИЯ ТОПЛИВНОЙ ЗАГРУЗКИ И ПЕРЕГРУЗОК

Критерием оптимизации является средняя глубина выгорания свежего топлива за три кампании реактора. Следует определить принцип работы механизма мутации и селекции и понятие особи.

Особь – набор из трех картограмм (загрузка и две перегрузки топлива реактора) со своим уникальным расположением типов топливных кассет, как минимум, на одной из трех картограмм. Так, особь представляется строкой с тремя параметрами

$$[K_1, K_2, K_3], \quad (1)$$

где **K1** – картограмма активной зоны реактора для первой кампании; **K2** – второй кампании; **K3** – третьей кампании.

Мутация в данном случае определена как случайная замена местами двух случайно выбранных ТВС. Причем не допускается выбор сбороек, имеющих одинаковый тип (обогащение, длительность работы и т.п.). Не менее важно, что мутация (замена) может произойти как на картограмме первичной загрузки свежего топлива, так и на картограммах перегрузки ядерного топлива. Этот выбор реализуется случайно каждый раз, когда действует мутация.

Отбор особи для воздействия механизма мутации выполняется случайно по экспоненциальному закону распределения с параметром распределения меньшим или равным обратной величине численности популяции. Это объясняется тем, что мутация – все же редкое явление и должна подчиняться закону распределения редких событий, т.е. экспоненциальному распределению.

Селекция реализована как случайная замена одной из картограмм в одной из двух родительских особей. Так, после выбора двух родительских особей выполняется формирование новой особи путем замены случайно выбранной картограммы у первой или второй родительской особи на картограмму от другой родительской особи. Причем не допускается выбор в качестве родительских особей одной и той же. Иллюстрация механизма селекции представлена на рис. 2.

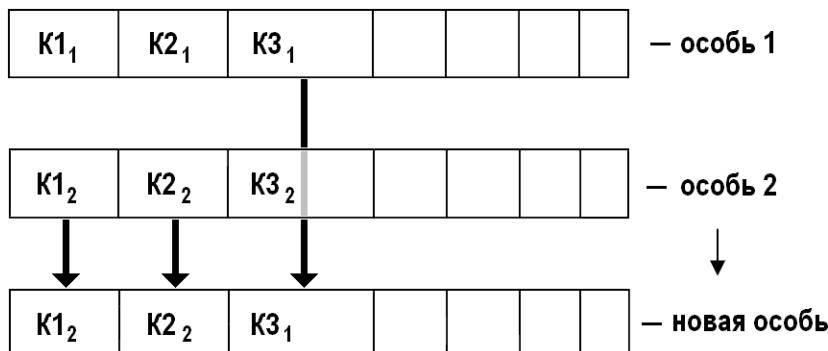


Рис. 2. Иллюстрация механизма селекции

Отбор родительской особи для селекции каждый раз выполняется случайно по нормальному закону распределения с центром в 1 и дисперсией, не превосходящей обратной величины численности популяции. Это объясняется тем, что селекция – это основной механизм развития и наследования. Соответственно вероятность отбора «родителей» должна подчиняться закону частых событий, т.е. нормальному.

Выше описаны механизмы отбора особей для селекции и для мутации. К этому следует добавить, что перед запуском механизмов селекции и мутации должны быть рассчитаны значения критерия оптимизации («приспособленности») для всех особей в популяции. Одновременно с этим следует выполнять сортировку популяции по величине критерия оптимизации от максимума к минимуму.

Первая популяция формируется из одной базовой особи воздействием механизма мутации до набора требуемой численности популяции.

ОПТИМИЗАЦИЯ ПЕРЕГРУЗКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БН

В рамках выполненного исследования популяция состояла из 50-ти особей, и было смоделировано три поколения.

Для селекции стандартное отклонение распределения Гаусса задано численностью популяции.

Формирование нового поколения производится на 60% механизмом селекции, на 20% механизмом мутации и на 20% переходом первых наилучших по величине критерия оптимизации особей в новое поколение.

Следует отметить, что процесс оптимизации был автоматизирован с помощью созданных программных кодов, выполняющих формирование исходных файлов для запуска расчетов в TRIGEX и обработки выходных файлов результатов расчетов; реализацию механизмов селекции и мутации; формирование первой и последующих популяций.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Для рассмотренного в качестве примера варианта активной зоны реактора БН получено, что для базовой топливной загрузки и траектории движения топлива (перестановки при перегрузках) глубина выгорания составляет 8%, а для найденной оптимальной загрузки и траектории глубина выгорания составляет 9,7%. Выигрыш от оптимизации составляет около 1,7%, что дает колоссальный экономический эффект.

Для расчета глубины выгорания одной особи, состоящей из трех кампаний, уходит 40 минут машинного времени (расчет первой кампании 20 минут, расчет второй и третьей кампании 10 минут). Это ограничило возможность произвести анализ с помощью эволюционного моделирования большего числа поколений и популяций большей численности (40 минут на одну особь; в случае рассмотрения 500 особей и 20-ти поколений получаем значительные затраты машинного времени). Однако даже такой сокращенный вариант привел к хорошим результатам и показал высокую эффективность применения генетического алгоритма в данной задаче.

Усреднение глубин выгорания по каждому поколению особей дало среднюю глубину: для первого поколения ~8,49%; для второго – ~8,4%; для третьего – ~8,42%. Значения для второго и третьего поколений наглядно показывают, что генетический алгоритм производит поиск оптимальных решений вне зависимости от везения, которое здесь реализовалось в первом поколении.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Выполнено исследование и предложена методика оптимизации топливной загрузки и перегрузок реактора на примере реактора типа БН с помощью модели генетического алгоритма. В рамках предложенной методики указаны все основные моменты, касающиеся реализации генетического алгоритма. Не менее важно еще раз обратить внимание, что выбранный в качестве примера вариант активной зоны реактора БН описан по минимуму и является лишь примером, взятым из личных сообщений авторов.

Основным результатом работы является демонстрация применимости и эффективности использования эволюционного моделирования (генетического алгоритма) в задачах компоновки активной зоны реактора, включая перегрузки топлива. Другим не менее важным результатом являются конкретные указания к организации генетического алгоритма (алгоритмы селекции и мутации).

Литература

1. Кислицина Т.С., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н. и др. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ TRIGEX № 2013618540 от 11 ноября 2013 г.
2. TRIGEX.051. Аттестационный паспорт программного средства. Регистрационный № 313 от 9 октября 2012 г. / Паспорт ФБУ «НТЦ ЯРБ».
3. Адеев В.А. Опыт формирования топливных загрузок реакторов ВВЭР-440 при работе на повышенном уровне мощности / В.А. Адеев, А.Е. Панов, И.С. Меленчук. Электронный ресурс: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2015/documents/mntk2015-043.pdf> (дата обращения: 13.12.2015).
4. Самохин Д.С. Генетический алгоритм в задачах оптимизации перегрузки ядерного топлива в РУ типа БН / Д.С. Самохин, В.С. Слотин / Тез. докл. XIII Международной конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров» 1 – 5 октября 2013. – Обнинск: ИАТЭ, 2013. – С. 251.
5. Соболев А.В. Оптимизация топливной загрузки ядерного реактора с помощью эволюционного моделирования / А.В. Соболев, А.С. Газетдинов / Тез. докл. IV Международной научно-технической конференции «Иновационные проекты и технологии ядерной энергетики» 27 – 30 сентября 2016. – Москва: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2016. – 122 с.
6. Авдеев Е.Ф. Расчетное обоснование конструкции стенда для исследования тепломассообмена в активной зоне реактора БН-1200 / Е.Ф. Авдеев, С.Т. Лескин, И.А. Чусов и др. / Сб. тр. II Всероссийской научно-практической конференции «Теплофизические основы энергетических технологий» 6 – 8 октября 2011. – Томск: ТПУ, 2011. – 152 с.

7. Белов С.Б. Результаты верификации программ расчета нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора типа БН-1200 / С.Б. Белов, А.В. Киселев, Е.В. Марова и др./// ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов – 2014. – № 4. – С. 66.
8. Шепелев С.Ф. Проект БН-1200. Электронный ресурс:
<http://www.innov-rosatom.ru/files/articles/2512d560b136e33f06e679b1e183cf0.pdf> (дата обращения: 13.12.2015).
9. Бураков М.В. Генетический алгоритм: теория и практика (учебное пособие). – СПб.: ГУАП, 2008. – 52 с.
10. Toshinsky V.G. A method to improve multiobjective genetic algorithm optimization of a self-fuel-providing LMFBR by niche induction among nondominated solutions. / V.G. Toshinsky, H. Sekimoto, G.I. Toshinsky// Annals of Nuclear Energy. – 2000. – No. 27 (5). – PP. 397-410.
11. Бать Г.А. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов / Учеб. пособие для вузов/ Г.Г. Бартоломей, Г.А. Бать, В.Д. Байбаков, М.С. Алхутов; под ред. Г.А. Батя. – М.: Энергоиздат, 1982. – 511 с.
12. ГНЦ РФ-ФЭИ. – Вычислительные коды и комплексы. Электронный ресурс:
<http://www.ippe.ru/podr/abbn/libr/comp/4-1-1.php> (дата обращения: 13.12.2015).
13. Волков Ю.В. Разработка методов и оценка показателей надежности персонала по статистике инцидентов на АЭС РФ / Ю.В. Волков, Д.С. Самохин, А.В. Соболев, А.Н. Шкаровский // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 4. – С 15-24.
14. Давидюк Н.В. Формирование начальной популяции в процедуре генетического поиска варианта эффективного расположения средств обнаружения на объекте защиты / Н.В. Давидюк, С.В. Белов // Вестник АГТУ. Сер. Управление, вычислительная техника и информатика. – 2010. – № 1. – С. 114-118.
15. Панченко Т.В. Генетические алгоритмы: учебно-методическое пособие / Под ред. Ю.Ю. Тарасевича. – Астрахань: Издательский дом «Астраханский университет», 2007. – 87 с.
16. Рутковская Д. Нейронные сети, генетические алгоритмы и нечеткие системы / Д. Рутковская, М. Пилинъский, Л. Рутковский, пер. с польск. – М: Горячая линия - Телеком, 2008. – 452 с.
17. Скобцов Ю.А. Основы эволюционных вычислений / Учеб. пособие. – Донецк: ДонНТУ, 2008. – 326 с.
18. Poli R. A Field Guide to Genetic Programming / R. Poli, W.B. Langdon, N.F. McPhee – Электронный ресурс: <http://www.Lulu.com> (дата обращения: 10.09.2015).
19. Кошев А.Н. Разработка генетического алгоритма с адаптивными мутациями для определения глобального экстремума функции n -переменных / А.Н. Кошев, В.В. Салмин, А.А. Генералова, Д.С. Бычков // Интернет-журнал «Науковедение». – 2016. – Т. 8. – № 6. Электронный ресурс: <http://naukovedenie.ru/PDF/32TVN616.pdf> (дата обращения: 16.11.2016).
20. Генералов К.А. Математическое обеспечение и программные средства реализации генетических алгоритмов на основе теории нумерации. Дисс. канд. техн. наук: 05.13.17, 05.13.11. – Пенза, 2009. – 178 с.
21. Дьячков Ю.А. Прикладная оптимизация в проектировании колесных машин. Учеб. пособие./ Ю.А. Дьячков, А.А. Семенов, А.А. Генералова – М.: Мир науки, 2016. – 210 с.
22. Гладков Л.А. Генетические алгоритмы / Л.А. Гладков, В.В Курейчик, В.М. Курейчик – 2-е изд., испр. и доп. – М.: ФизМатЛит, 2006. – 320 с.

Поступила в редакцию 08.06.2016 г.

Авторы

Соболев Артем Владимирович, старший преподаватель каф. РКР
E-mail: SobolevArtem82@gmail.com

Газетдинов Азамат Салаватович, инженер ФБУ «НТЦ ЯРБ»
E-mail: azmt2008@gmail.com

Самохин Дмитрий Сергеевич, и.о. начальника отдела ИЯФиТ НИЯУ МИФИ
E-mail: dssamokhin@mephi.ru

UDC 621.039.58

GENETIC ALGORITHMS FOR NUCLEAR REACTOR FUEL LOADING AND RELOADING OPTIMIZATION PROBLEMS

Sobolev A.V., Gazetdinov A.S.* Samohin D.S.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU «MEPhI»

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

* Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety

2/8 bld. 5 Malaya Krasnoselskaya st., Moscow, 107140 Russia

ABSTRACT

The article provides the prerequisites for the use of a genetic algorithm for optimization of loading and subsequent overloads of fuel assemblies in the nuclear reactor core. The reason why the use of classical methods based on continuous scanning of phase space or gradient approaches is unacceptable is given. The questions of choosing an optimization criterion are briefly discussed, in the quality of which the burn up depth of fuel is used. The burn up depth is estimated after the fuel assembly is unloaded from the core, i. e. after working off 3 campaigns.

An important aspect determining the efficiency of the use of the genetic algorithm in the considered task is the performance of the physical calculation of the reactor core with the detailing allowing to «feel» the change in the relative location of the fuel assemblies. The use of a coarse instrument leads to the uselessness of the proposed approach to optimizing the loading of the reactor core. On the other hand, excessive detailing entails a significant increase in the expenditure of computer time. In the presented work, the TRIGEX software package was used to analyze the neutron-physical characteristics of the reactor core, which provides an acceptable detailing and sensitivity of the results to changes in the reactor load.

The genetic algorithm implies the use of at least two basic procedures - selection and mutation. One of the most important questions for the application of the genetic algorithm is the definition of the basic concepts such as mutation, crossing, and specimen. The answers to these questions for this problem are given in the article. In addition, the main recommendations for the organization of procedures for crossing and mutation are also given.

The efficiency of using the developed model of the genetic algorithm is demonstrated in a test example of a BN type reactor. The results of the test application showed that the use of the proposed approach allows to search for optimal reactor loads, in the sense of the fuel placement chart at each reloading. The main goal of the work performed was to demonstrate the suitability and efficiency of a new, effective, modern approach to solving the problem of fuel loading into a nuclear reactor, which can give the quality of another, higher class.

Key words: optimization of fuel loading and reloading, burnup value, genetic algorithm, nuclear reactor.

REFERENCES

1. Kislicina T.S., Manturov G.N., Nikolaev M.N., Pivovarov V.F., Seregin A.S., Tsiboulya A.M. Certificate of state registration the computer program № 2013618540, TRIGEX. Registration at 11 November 2013.
2. TRIGEX.051. Software attestation passport. Registration № 313 at 9 October 2012. Passport SECNRS.
3. Adeev V.A., Panov I.S., Melenchuk I.S. Opyt formirovaniya toplivnyh zagruzok reaktorov VVER-440 pri rabote na povyshennom urovne moshnosti [The experience of forming fuel

- loadings VVER-440 reactors at work within increased power level]. Available at: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2015/documents/mntk2015-043.pdf> (accessed 13.12.2015) (in Russian).
4. Samokhin D.S., Slotin V.S. Geneticheskiy algoritm v zadachakh optimizatsii peregruzki yadernogo topliva v RU tipa BN. [Genetic algorithm in nuclear fuel optimization problems for BN reactor.] Abstracts of XIII International conference «Bezopasnost' AES i podgotovka kadrov» [NPP Safety and Personnel Training]. Obninsk 1 – 5 Oct 2013. Obninsk. INPE Publ., 2013, p. 251 (in Russian).
5. Sobolev A.V., Gazetdinov A.S. Optimizacyi toplivnoj zagruzki yadernogo reaktora s pomosch'yu evolyucionnogo modelirovaniya [Optimization of nuclear reactor fuel loading by evolutionary modeling] Abstracts of IV International Scientific and Technical Conference «Innovate designs and technologies of nuclear power». Moscow. NIKIET Publ., 2016. 122 p. (in Russian).
6. Avdeyev E.F., Leskin S.T., Chusov I.A., Slobodchuk V.I., Shelegov S.A., Kalyakin S.G., Zaryugin D.G. Raschetnoye obosnovaniye konstruktsii stenda dlya issledovaniya tepломассообмена в активной зоне реактора BN-1200 [Calculated justification stand design to study heat and mass transfer in core of nuclear reactor BN-1200] Proc. All-Russian scientific and practical conference «Teplofizicheskiye osnovy energeticheskikh tekhnologij» [Thermophysical basis of energy technologies]. 6 – 8 October 2011. Tomsk. TPU Publ., 2011. 152 p. (in Russian).
7. Belov S.B., Kiselov A.V., Marova Ye.V. Rezul'taty verifikatsii programm rascheta neytronnofizicheskikh kharakteristik aktivnoj zony reaktora tipa BN-1200 [Results of the Verification of the Computer Codes Used for Analysis of the BN-1200 Reactor Core Neutronics]. VANT. Ser. Fizika yadernykh reaktorov. 2014, no. 4, p. 66 (in Russian).
8. Shepelev S.F. BN-1200 project. Available at: <http://www.innov-rosatom.ru/files/articles/2512d560b136e33f06e679b1e183cf0.pdf> (accessed 13.12.2015) (in Russian).
9. Burakov M.V. Geneticheskiy algoritm: teoriya i praktika (uchebnoye posobiye) [Genetic algorithm: theory and practice (manual)]. Saint Petersburg. GUAPPubl., 2008, 52 p. (in Russian).
10. Toshinsky V.G., Sekimoto H., Toshinsky G.I. A method to improve multiobjective genetic algorithm optimization of a self-fuel-providing LMFBR by niche induction among nondominated solutions. *Annals of Nuclear Energy*, no. 27(5), pp. 397–410, 2000.
11. Bat' G.A., Bartolomey G.G., Baybakov V.D., Alkhutov M.S. Osnovy teorii i metody raschёta yadernykh energeticheskikh reaktorov [Base of theory and methods to nuclear power reactors calculation]. Manual for university. Edited by G. A. Bat'. Moscow. Energoizdat Publ., 1982. 511 p. (in Russian).
12. SSCRF-IPPE. Calculational codes and systems. Available at: <http://www.ippe.ru/podr/abbn/libr/comp/4-1-1.php> (accessed 13.12.2015) (in Russian).
13. Volkov Yu.V., Samokhin D.S., Sobolev A.V., Shkarovskiy A.N. Razrabotka metodov i otsenka pokazateley nadezhnosti personala po statistike incidents na AES RF [Development of methods and staff reliability estimation based on statistics of incidents at Russian nuclear power plants]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2008, no. 4, pp. 15–24 (in Russian).
14. Davidyuk N.V., Belov S.V. The formation of initial population in genetic algorithm of effective disposition of detectivity sensors on the maintenance object. *Vestnik Astrakhanskogo Gosudarstvennogo Tekhnicheskogo Universiteta. Ser. Upravlenie, vychislitel'naya tekhnika i informatika*. 2010, no 1, pp. 114–118 (in Russian).
15. Panchenko T.V. Geneticheskie algoritmy: uchebno-metodicheskoe posobie [Genetic algorithms]. Astrakhan. Astakhanskij Universitet Publ., 2007. 87 p. (in Russian).
16. Rutkovskaya D., Pilin'sky M., Rutkovsky L. Neural nets, genetic algorithm and fuzzy systems: 2-nd ed. Moscow. Goryachaya liniya - Telekom Publ., 2008. 452 p. (in Russian).

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

17. Skobcov Yu.A. Osnovy evolucionnyh vychislenij [Base evolutionary computation]. Donetsk. DonNTU Publ., 2008. 326 p. (in Russian).
18. Poli R., Langdon W.B., McPhee N.F. A Field Guide to Genetic Programming. Available at: <http://www.Lulu.com> (accessed 10.09.2015)
19. Koshev A.N. Salmin V.V., Generalova A.A., Bychkov D.S. The development of genetic algorithm with adaptive mutations to determine the global extremum function of n-variables. *Scientific open access journal «Naukovedenie»*. 2016, v. 8, no. 6. Available at: <http://naukovedenie.ru/PDF/32TVN616.pdf> (accessed 16.11.2016) (in Russian).
20. Generalov K.A. Matematicheskoe obespechenie i programmnye sredstva realizacii geneticheskikh algoritmov na osnove teorii numeracii. Diss. kand. tekhn. nauk [Mathematical and program tools for implementing genetic algorithms based on number theory. Cand. Sci. (Engineering) Diss.]. Penza, 2009. 178 p. (in Russian).
21. D'yachkov Yu.A. Semenov A.A., Generalova A.A. Prikladnaya optimizaciya v proektirovaniyu kolyosnyh mashin [Applied optimization in the design of wheeled vehicles]. Moscow. Mir Nauki Publ., 2016. 210 p. (in Russian).
22. Gladkov L.A., Kurejchik V.V., Kurejchik V.M. Geneticheskie algoritmy [Genetic algorithms]. Moscow. FizMatLit Publ., 2006. 320 p. (in Russian).

Authors

- Sobolev Artyom Vladimirovich, Senior Lecturer
E-mail: SobolevArtem82@gmail.com
- Gazetdinov Azamat Salavatovich, Engineer
E-mail: azmt2008@gmail.com
- Samokhin Dmitry Sergeevich, Head of Department
E-mail: dssamokhin@mephi.ru

КОМПЛЕКС ТРЕХМЕРНОГО РАСЧЕТА ВЫХОДНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ОДНОЭЛЕМЕНТНОГО ЭЛЕКТРОГЕНЕРИРУЮЩЕГО КАНАЛА ТЕРМОЭМИССИОННЫХ ЯЭУ РАЗЛИЧНОГО НАЗНАЧЕНИЯ

М.А. Полоус, Д.И. Соловьев, В.И. Ярыгин

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А. И. Лейпунского»

249033, Россия, г. Обнинск, Калужская обл., пл. Бондаренко, 1



В обеспечение государственных программ освоения арктического региона России кооперацией предприятий ГК «Росатом» ведутся НИ-ОКР по созданию линейки автономных атомных электростанций малой мощности (АСММ) до 1 МВт_{эл}. Для снабжения теплом и электричеством потребителей в интервале установленной электрической мощности 10 – 100 кВт_{эл} наиболее привлекательными являются АСММ прямого преобразования энергии с внутризонной термоэмиссионной системой как обладающие высокой автономностью, компактностью и простотой в обслуживании. Важнейшими составными элементами термоэмиссионной ЯЭУ являются электрогенерирующие каналы (ЭГК), в которых конструктивно объединены тепловыделяющие и электрогенерирующие элементы. Экспериментальные исследования и испытания термоэмиссионных установок являются сложными и дорогостоящими, поэтому значительное место в проектировании термоэмиссионных ЯЭУ занимает математическое моделирование физических процессов, протекающих в ЭГК. В работе рассмотрены результаты трехмерного численного моделирования тепловых и электрических характеристик одноэлементного ЭГК для термоэмиссионной ЯЭУ в составе одного из возможных исполнений АСММ, полученные с помощью методики, разработанной на базе современного программного кода COMSOL Multiphysics и названной авторами COMSOL-ЭГК-SC. Сформулированы исходные данные для расчета одноэлементного ЭГК, описаны этапы разработки математической модели ЭГК в программной среде COMSOL-ЭГК-SC, приведены полученные результаты численного расчета тепловых и электрических характеристик с использованием экспериментальных баз данных о вольтамперных характеристиках (ВАХ) термоэмиссионного преобразователя (ТЭП) и результатов нейтронно-физического расчета возможной структуры активной зоны термоэмиссионной ЯЭУ в составе АСММ.

Ключевые слова: термоэмиссионная ЯЭУ, одноэлементный электрогенерирующий канал, конечно-элементный анализ, трехмерное численное моделирование.

ВВЕДЕНИЕ

Преобразование тепловой энергии в электрическую, выделяемую в результате реакции деления ядерного топлива, рассматривается в качестве одного из наиболее эффектив-

© М.А. Полоус, Д.И. Соловьев, В.И. Ярыгин, 2017

тивных методов, обеспечивающих решение ряда перспективных наземных и космических задач, связанных с длительным электроснабжением потребителей на уровне десятков и более киловатт [1 – 3]. В обеспечение государственных программ освоения арктического региона Российской Федерации [4, 5] кооперацией предприятий ГК «Росатом» ведутся НИОКР по созданию линейки автономных АСММ мощностью до 1 МВт_{Эл}, обеспечивающих требования радиационно-экологической и ядерной безопасности [6]. Для снабжения теплом и электричеством потребителей в интервале установленной электрической мощности 10 – 100 кВт_{Эл} наиболее привлекательными являются АСММ прямого преобразования энергии с внутризонной термоэмиссионной системой как обладающие высокой автономностью, компактностью и простотой в обслуживании [7, 8], референтность которых подтверждена испытанной в космосе ЯЭУ «Топаз» и прошедшей наземные испытания ЯЭУ «Енисей» [9, 10].

В настоящее время кооперацией предприятий ГК «Росатом» разрабатывается проект создания термоэмиссионной ядерной энергетической установки (ТЯЭУ) для АСММ, предназначенной для обеспечения электрической и тепловой энергией объектов, расположенных в северных труднодоступных и удаленных районах Российской Федерации, в условиях отсутствия централизованного электроснабжения и путей сообщения [6 – 8].

Концепция такой ТЯЭУ основана на имеющемся научно-техническом заделе с использованием передовых технических решений, последних достижений науки и высоких технологий. Важнейшим составным элементом ТЯЭУ являются ЭГК, в которых конструктивно объединены электрогенерирующие элементы и твэлы. Выходные и эксплуатационные характеристики этих устройств в значительной степени предопределяют тактико-технические характеристики ТЯЭУ рассматриваемого типа в целом. В качестве базового ЭГК ТЯЭУ АСММ может быть выбран разработанный для ЯЭУ «Енисей» одноэлементный ЭГК (рис. 1), обладающий наибольшими возможностями обеспечения длительного ресурса (кампании реакторной установки) без деградации выходных характеристик [8, 11].

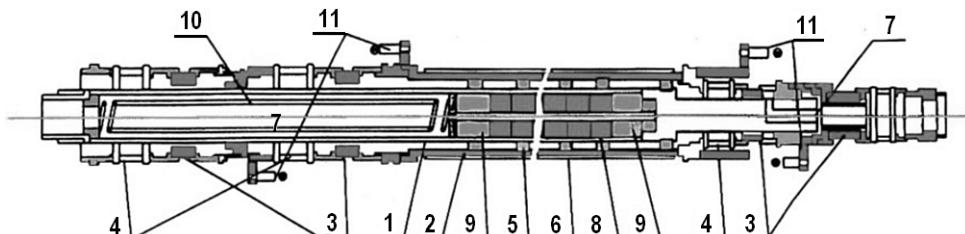


Рис. 1. Конструктивная схема одноэлементного ЭГК для ТЯЭУ в составе АСММ [8]: 1 – эмиттер; 2 – коллектор; 3 – гермовводы; 4 – сильфоны; 5 – дистанционаторы; 6 – электроизоляция; 7 – межэлектродный зазор; 8 – ядерное топливо; 9 – торцевые отражатели; 10 – фиксирующее устройство; 11 – токовыводы

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

В ЭГК в составе ТЯЭУ протекают различные сопряженные физические процессы: нейтронно-физические, эмиссионные, плазменные, адсорбционные, теплоэлектрические, теплогидравлические, термомеханические и др. Экспериментальные исследования и испытания термоэмиссионных установок являются сложными и дорогостоящими, поэтому значительное место в проектировании ТЯЭУ занимает математическое моделирование.

Такое моделирование позволяет прогнозировать величину выходной электрической мощности ЭГК, а также определять его внутренние параметры, которые из-за специфики конструкции полномасштабного ЭГК не могут быть непосредственно изме-

рены в ходе испытаний, – величина тепловой мощности, выделяемой в твэле, распределение температуры и потенциалов электродов и др. Таким образом, численное моделирование физических процессов, протекающих в одно- и многоэлементных ЭГК, на основе современных трехмерных математических моделей является актуальной и практически важной задачей.

В работе рассмотрены результаты трехмерного численного моделирования тепловых и электрических характеристик одноэлементного ЭГК для ТЯЭУ в составе одного из возможных вариантов исполнения АСММ, полученные с помощью методики, разработанной на базе современного программного кода COMSOL Multiphysics [12, 13] и названной авторами COMSOL-ЭГК-SC, явившейся модификацией разработанной ранее методики COMSOL-ЭГК (АО «ГНЦ РФ-ФЭИ») для расчета характеристик многоэлементных ЭГК. Сформулированы исходные данные для расчета одноэлементного (Single-Cell – SC) ЭГК, описаны этапы разработки математической модели ЭГК в программной среде COMSOL-ЭГК-SC [14], приведены полученные результаты численного расчета тепловых и электрических характеристик с использованием экспериментальных данных о ВАХ ТЭП и результатов нейтронно-физического расчета возможной структуры активной зоны ТЯЭУ в составе АСММ.

ПРОГРАММНЫЙ КОД COMSOL-ЭГК-SC

Существующие методики расчета характеристик ЭГК обладают рядом особенностей и допущений, зачастую значительно снижающих точность получаемых результатов. Связанно это, в первую очередь, с тем, что используемые в методиках математические модели в большинстве являются одномерными. Другая особенность заключается в том, что они являются узкоспециализированными для расчета конкретной конструкции ЭГК и не позволяют производить качественный расчет ЭГК более сложной геометрии. Таким образом, усовершенствованная методика расчета ЭГК должна осуществить переход от одномерного к трехмерному численному расчету характеристик ЭГК, выполнить детальный учет влияния свойств конструкционных материалов и сред на тепловые и электрические процессы в ЭГК и реализовать возможность проведения расчетов ЭГК в геометрии, отличной от геометрии ЭГК первого поколения (ЯЭУ «Топаз» и «Енисей»).

COMSOL Multiphysics – программа для конечно-элементных расчетов сложных научно-технических задач. Решение любой задачи базируется на численном решении уравнений в частных производных методом конечных элементов в одно-, двух- и трехмерных измерениях. На базе программного кода COMSOL Multiphysics в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» в 2012 г. авторами была разработана методика трехмерного расчета тепловых и электрических характеристик ЭГК, названная COMSOL-ЭГК [13, 15, 16]. Следует отметить, что COMSOL-ЭГК разрабатывалась для моделирования многоэлементных ЭГК, однако ее использование для расчета характеристик одноэлементного ЭГК в составе ТЯЭУ АСММ оказалось невозможным в оригинальном виде программного кода. Таким образом, для расчета одноэлементного ЭГК потребовалась модификация кода COMSOL-ЭГК, в результате этого был получен новый программный код COMSOL-ЭГК-SC.

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ОДНОЭЛЕМЕНТНОГО ЭГК В СРЕДЕ COMSOL-ЭГК-SC

Расчетная геометрическая модель ЭГК. Рассматриваемое устройство имеет сложную структуру из разнородных и взаимосвязанных элементов. Расчетная модель ЭГК, разработанная с помощью средств геометрического моделирования в программной среде COMSOL-ЭГК-SC, представлена на рис. 2. Настоящая модель одноэлементного ЭГК раз-

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

работана в трехмерной геометрии. На рисунке представлено продольное сечение разработанной модели ЭГК.

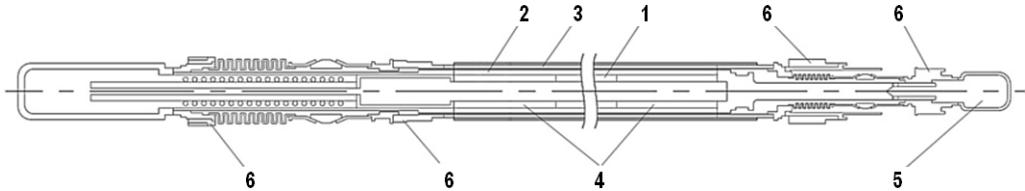


Рис. 2. Продольное сечение трехмерной модели одноэлементного ЭГК: 1 – ядерное топливо; 2 – эмиттер; 3 – коллектор; 4 – торцевые отражатели; 5 – генератор паров рабочего тела (ГПРТ); 6 – концевые элементы (токовыводы)

Особенности конструкции одноэлементного термоэмиссионного ЭГК обусловливают значительную пространственную неравномерность тепловых потоков и температуры в конструктивных элементах устройства.

Математическая модель одноэлементного ЭГК. Математическая модель электростатических процессов многоэлементных ЭГК, реализованная в программном коде COMSOL-ЭГК [13, 15, 16], обладает рядом существенных допущений, которые не позволяют проводить анализ электростатики в одноэлементных ЭГК по причине того, что одноэлементные ЭГК имеют иную схему протекания электрического тока по конструктивным элементам устройства, иными словами, отличную форму электрической цепи. По сути, одноэлементный ЭГК представляет собой четырехполюсник,ключающий в себя четыре точки подключения, две из которых являются входом (токовводы), другие – выходом (токовыводы). Важно отметить, что выходные электрические характеристики ЭГК существенно зависят от конструкции и электротеплофизических свойств материалов его концевых элементов. Это приводит к невозможности использования упрощенных одномерных моделей для расчета выходных электротеплофизических характеристик ЭГК без существенной потери точности. Поэтому одной из особенностей разработанного кода COMSOL-ЭГК-SC является модификация математической модели ЭГК, позволяющая проводить моделирование электростатики и теплообмена в четырехполюснике с детальным учетом неоднородностей, связанных со сложной геометрией и материальным составом токовыводов одноэлементного ЭГК. Электрическая схема одноэлементного ЭГК, реализованная в программном коде COMSOL-ЭГК-SC, показана на рис. 3.

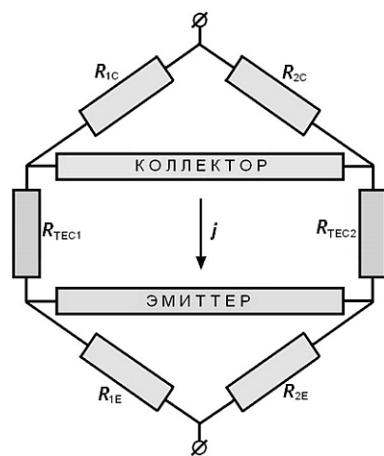


Рис. 3. Схема электрической цепи одноэлементного ЭГК

Расчетная сетка и материальный состав модели ЭГК. Разбиение модели одноЗлементного ЭГК на конечно-разностные элементы производилось программой COMSOL-ЭГК-SC в полуавтоматическом (адаптивном) режиме с ручным выбором типа разбиения, а также минимального и максимального размеров генерируемых ячеек. Расчетная модель ЭГК в результате примененного разбиения насчитывает свыше 300000 расчетных ячеек. Фрагмент созданной расчетной сетки представлен на рис. 4.

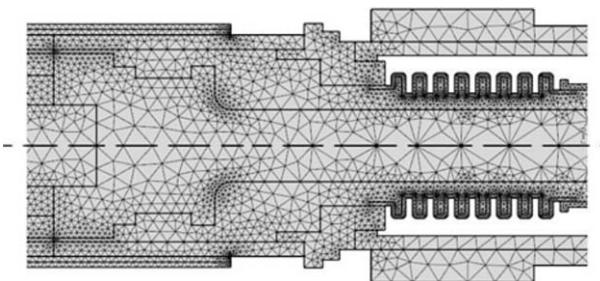


Рис. 4. Фрагмент расчетной сетки ЭГК

Материальный состав конструкционных элементов рабочей области ЭГК детально представлен в [8]. Важно отметить, что программный код COMSOL-ЭГК-SC обладает встроенной библиотекой физических свойств материалов, которые были использованы для последующего расчета выходных электротеплофизических характеристик ЭГК.

Замыкающие соотношения задачи электротеплофизического расчета ЭГК. К граничным условиям, которые по своей сути являются замыкающими соотношениями в задаче расчета выходных характеристик ЭГК, относятся следующие:

- распределение энерговыделения топливного сердечника ЭГК, полученное в результате нейтронно-физического расчета активной зоны возможного исполнения ТЯЭУ АСММ и переданное в виде табличных данных в программный код COMSOL-ЭГК-SC (рис. 5);



Рис. 5. Распределение энерговыделения топливной композиции ЭГК

- массив обработанных экспериментальных данных о ВАХ ТЭП, соответствующих дуговому режиму работы ТЭП с электродными парами $W_{\text{моно}}\text{-Mo}$ и Pt-BX₂Y [17 – 19], для задания плотности электрического тока с поверхности эмиттеров и связи задач теплового и электрического расчетов ЭГК;

- распределение теплового потока на внешней поверхности чехловой трубы ЭГК, определяемое процессом течения и свойствами теплоносителя и заданное в COMSOL-

ЭГК-SC на основании оценочных теплогидравлических расчетов ТЯЭУ АСММ.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЧИСЛЕННОГО РАСЧЕТА ХАРАКТЕРИСТИК ЭГК

Основным результатом расчетов электротеплофизических характеристик ЭГК с помощью программного кода COMSOL-ЭГК-SC являются двумерные распределения температуры и электрического потенциала эмиттеров, коллекторов и других конструктивных элементов ЭГК. По найденным распределениям рассчитываются ВАХ ЭГК и зависимости электрической мощности и системного к.п.д. от протекающего в ЭГК электрического тока [20]. Как отмечалось ранее, для проведения численного расчета характеристик ЭГК были использованы две выборки экспериментальных ВАХ ТЭП для различных материалов электродной пары ($W_{\text{моно}}\text{-Mo}$ и $Pt\text{-BX}2Y$). Расчеты были выполнены для различных величин тепловой мощности. На рисунках 6 – 8 приводятся расчетные характеристики одноэлементного ЭГК в составе ТЯЭУ АСММ, полученные с помощью модифицированного программного кода COMSOL-ЭГК-SC.

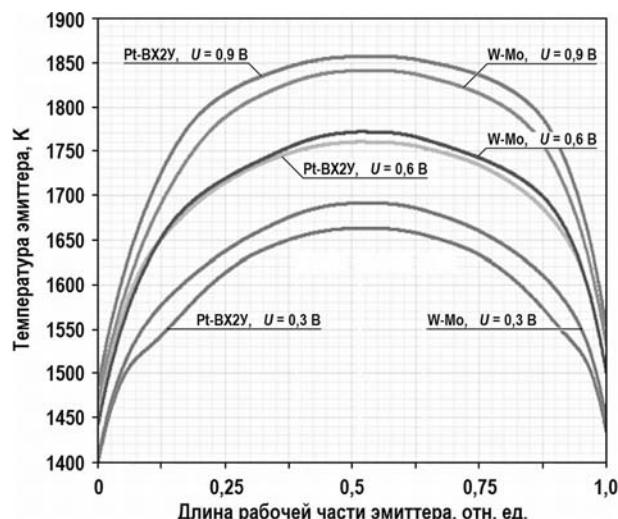


Рис. 6. Распределение температуры эмиттера по длине ЭГК для двух видов материалов электродных пар при различных величинах электрического напряжения

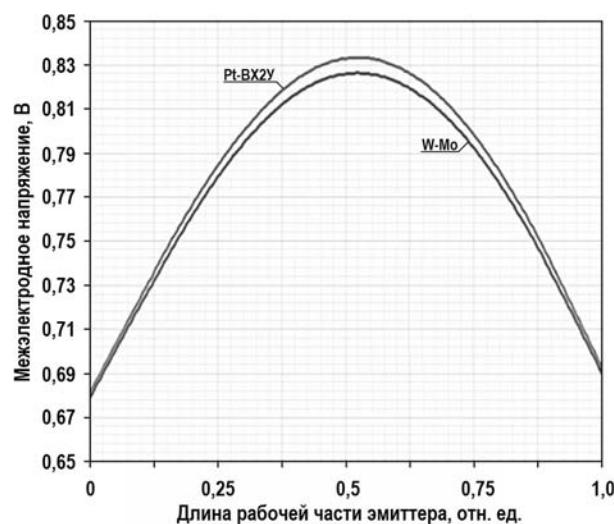


Рис. 7. Распределение межэлектродного напряжения по длине ЭГК для двух видов материалов электродных пар при величине электрического напряжения 0,6 В

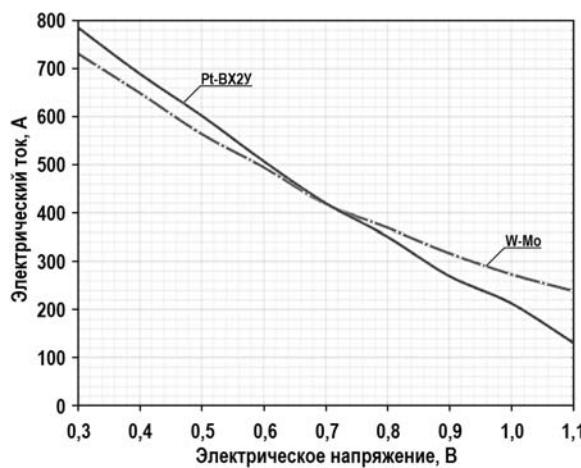


Рис. 8. Вольтамперные характеристики ЭГК для двух видов материалов электродных пар

Полученные результаты расчетов подтверждают значительное влияние на выходные энергетические характеристики ЭГК пространственных эффектов, которые невозможно учесть с достаточной точностью с применением одномерных математических моделей.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработан программный комплекс COMSOL-ЭГК-SC, являющийся модификацией программного комплекса COMSOL-ЭГК, для расчетного обоснования характеристик одноэлементного ЭГК в составе ТЯЭУ различного назначения. В этом комплексе

- разработана детализированная трехмерная геометрическая модель одноэлементного ЭГК в составе ТЯЭУ АСММ;
- модифицирована математическая модель, позволяющая провести моделирование электростатики и теплообмена в четырехполюснике с учетом неоднородностей, связанных со сложной геометрией и материальным составом токовыводов одноэлементного ЭГК;
- для расчета характеристик ЭГК применены две базы экспериментальных данных о ВАХ ТЭП с электродными парами $W_{\text{моно}}\text{-Mo}$ и $Pt\text{-BX}2Y$;
- применено распределение энерговыделения топливного сердечника одноэлементного ЭГК, полученное в результате нейтронно-физического расчета одного из вариантов возможной структуры активной зоны ТЯЭУ в составе АСММ.

Достижение высокой точности расчета в полной мере связано с учетом реальной структуры и физических свойств материалов моделируемых устройств, а также использования экспериментальных данных из базы данных ВАХ ТЭП, распределения энерговыделения топливной композиции ЭГК и распределения теплового потока на внешней поверхности чехловой трубы ЭГК, которые являются замыкающими соотношениями в задаче расчета выходных характеристик ЭГК. Использование программного кода COMSOL-ЭГК-SC для расчетов электротеплофизических характеристик одноэлементного ЭГК с использованием трехмерной математической модели показало эффективность и гибкость разработанной методики.

Приведенный в работе пример применения разработанного программного комплекса COMSOL-ЭГК-SC не ограничивает его использование только для обоснования характеристик одноэлементных ЭГК. Он может быть использован и для других типов ЭГК (различный материальный состав, геометрическая структура, граничные условия и др.) как с ядерным, так и неядерным нагревом.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Полученные результаты являются составной частью выполненных по государственному заказу Госкорпорации «Росатом» НИОКР кооперацией предприятий АО «Красная Звезда», ФГУП «НИИ НПО «Луч» и АО «ГНЦ РФ-ФЭИ».

Литература

1. Ярыгин В.И., Ружников В.А., Синявский В.В. Космические и наземные ядерные энергетические установки прямого преобразования энергии. / Монография. – М: НИЯУ МИФИ, 2016. – 364 с.
2. Романов А.В. Теория комплексной оптимизации проектирования космических аппаратов с ядерными термоэмиссионными энергетическими установками. / Под ред. Б.И. Полетаева, А.П. Ковалева. – СПб: 000 «НПО «Профессионал», 2010. – С. 15-95, 238-260.
3. Андреев П.В., Гулевич А.В., Зарыцкий Г.А., Легостаев В.П., Никонов А.М., Овчаренко М.К., Пышко А.П., Синявский В.В., Ярыгин В.И. Физико-технические возможности термоэмиссии для современных проектов создания КЯЭУ субмегаваттного класса. / Международная конференция «Ядерные и инновационные технологии для космоса» (NETS-2012), секция 2 «Ядерная энергетика и двигатели», 2012.
4. Стратегия развития арктической зоны Российской Федерации и обеспечение национальной безопасности на период до 2020 года. / Указ Президента Российской Федерации от 20.02.2013. – Электронный ресурс: <http://www.government.ru/info/18360/>. Дата обращения: 01.09.2016.
5. Государственная программа социально-экономического развития арктической зоны Российской Федерации на период до 2020 года. / Постановление от 21.04.2014 №366. – Электронный ресурс: <http://www.government.ru/docs/11967/>. Дата обращения: 01.09.2016.
6. Росатом предложил производить реакторы, не требующие постоянного персонала. / РИА Новости от 10.06.2016. – URL: <http://www.vpk.name/news/>. Дата обращения: 01.09.2016.
7. Лазаренко Г.Э., Ярыгин В.И., Пышко А.П. Автономная ядерная энергетическая установка электро- и теплоснабжения прямого преобразования тепловой энергии в электричество. / Сб. докл. Международной научно-практической конференции «Малая энергетика – 2006». Москва, 2006. – С. 68-70.
8. Кухарчук О.Ф., Ярыгин В.И., Выбыванец В.И. Атомная станция малой мощности АСММ 10/100 кВтэл в северном исполнении на основе термоэмиссионной ЯЭУ. / В трудах круглого стола Международного форума «Армия-2015», КВЦ «Патриот», Московская обл., пос. Кубинка, 2015.
9. Грязнов Г.М., Пупко В.Я. «Топаз-1». Советская космическая ядерно-энергетическая установка // Природа. – 1991. – Вып. 10. – С. 29-36.
10. Кухаркин Н.Е., Пономарев-Степной Н.Н., Усов В.А. Космическая ядерная энергетика (ядерные реакторы с термоэлектрическим и термоэмиссионным преобразованием – «Ромашка» и «Енисей») / Под ред. акад. РАН Н.Н. Пономарева-Степного – М.: ИздАт, 2008. – 146 с.
11. Гонтарь А.С., Еремин С.А., Лапочкин Н.В. Усовершенствованный одноэлементный электрогенерирующий канал для термоэмиссионной ЯЭУ повышенной мощности. / Сб. докл. Международной конференции «Ядерная энергетика в космосе – 2005», Москва-Подольск, 2005. – Т.2. – С. 279-283.
12. Официальный сайт производителя «Comsol Multiphysics». Электронный ресурс: <http://www.comsol.com/>. Дата обращения: 01.09.2016.
13. Пороус М.А., Ярыгин В.И., Виноградов Е.Г. Программный комплекс для трехмерного численного расчета тепловых и электрических характеристик многоэлементного электрогенерирующего канала термоэмиссионной ЯЭУ. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – № 2. – С. 151-160.
14. Соловьев Д.И., Пороус М.А. Программный код COMSOL-ЭГК-SC для трехмерного расчета электротеплофизических характеристик одноэлементного электрогенерирующего канала термоэмиссионной ЯЭУ в составе атомной станции малой мощности. / Тезисы доклада на Российской конференции молодых ученых, специалистов, аспирантов, студентов «Атомные электростанции сверхмалой мощности для прикладных и учебных це-

- лей» – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2016. – С. 39-41.
15. Пороус М.А., Ярыгин В.И. Методика трехмерного расчета выходных характеристик экспериментального термоэмиссионного преобразователя // Научно-технический вестник Поволжья. – 2012. – № 2.
16. Пороус М.А., Алексеев П.А., Ехлаков И.А. Современные расчетные технологии обоснования характеристик ЯЭДУ в проектных работах создания термоэмиссионных КЯЭУ нового поколения // Электронный журнал «Труды МАИ». – 2013. – № 68.
17. Ярыгин В.И. Физические основы термоэмиссионного преобразования энергии. Ч.1. Введение в специальность. / Учебное пособие. Обнинск: ИАТЭ, 2006, 104 с.
18. Виноградов Е.Г., Миронов В.С., Смольникова Г.И. Банк данных вольтамперных характеристик термоэмиссионного преобразователя // Атомная энергия. – 2000. – Т. 89. – Вып. 1. – С. 71-74.
19. Ярыгин В.И. Электродные материалы для энергонапряженных электрогенерирующих каналов термоэмиссионного реактора-преобразователя. // Ракетно-космическая техника, серия ХII. – 1998. – Вып. 1-2. – С. 105-115.
20. Виноградов Е.Г., Линник В.А., Лазаренко Д.Г. Методика расчета вольтамперных характеристик термоэмиссионных ЭГК сложной геометрии // Атомная энергия. – 2009. – Т. 106. – Вып. 5. – С. 257-262.

Поступила в редакцию 19.10.2016 г.

Авторы

Пороус Михаил Александрович, инженер-исследователь, к.т.н.
E-mail: m.porous.a@gmail.com (+7 953 330 95 43)

Соловьев Дмитрий Игоревич, инженер-исследователь
E-mail: dmitri.solov@gmail.com

Ярыгин Валерий Иванович, главный научный сотрудник, профессор, д.т.н.
E-mail: ecs-yar@ippe.ru

UDC 621.039.578:629.7

PROGRAM CODE FOR THREE-DIMENSIONAL CALCULATION OF OUTPUT CHARACTERISTICS FOR SINGLE-CELL THERMIONIC FUEL ELEMENT OF THERMIONIC NUCLEAR POWER PLANT FOR VARIOUS PURPOSES

Porous M.A., Solov'yev D.I., Yarygin V.I.

JSC «SSC RF-IPPE n.a. A.I. Leypunsky»
1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

In support of the state programs for development of the Arctic region of the Russian Federation, the Rosatom State Corporation is engaged in R&D activities to create a line of autonomous low capacity nuclear power plants (LCNPP) producing electric power up to 1 MW(e). To supply heat and electricity to consumers in the rated output power range of 10–100 kW(e), the most attractive are LCNPPs of direct energy conversion with an in-core thermionic system due to their high autonomy, compactness and easy servicing. The most important component of a thermionic nuclear power plant (TNPP) is a thermionic fuel element (TFE), in which the electrogenerating and fuel elements are

structurally integrated. As the basic TFE of a TNPP for a LCNPP, the single-cell TFE developed for the TNPP «Yenisey» can be chosen. Experimental studies and tests of thermionic reactors are complex and expensive; therefore, an integral part of designing TNPPs is mathematical modeling of physical processes occurring in the TFE. The paper presents the results of three-dimensional numerical modeling of thermal and electrical characteristics of a single-cell TFE for a TNPP as part of one possible LCNPP designs. These results were obtained using a technique developed on the basis of the modern software package COMSOL Multiphysics® and named by the authors «COMSOL-TFE-SC». Initial data for a single-cell TFE calculation are formulated. A description is made of the TFE mathematical model development stages in the COMSOL-TFE-SC program. The results are presented of a three-dimensional numerical calculation of TFE thermal and electrical characteristics with the use of experimental databases on current-voltage characteristics of the thermionic converter with electrode pairs W_{mono}-Mo and Pt-(Cr-V)-alloy and results of neutronic calculations for a possible TNPP core structure as part of LCNPP and the heat flux distribution on an external surface of the sheet pipe of TFE received on the basis of estimated thermal-hydraulic calculations of TNPP.

Key words: thermionic NPP, single-cell thermionic fuel element, finite element analysis, three-dimensional numerical modeling.

REFERENCES

1. Yarygin V.I., Rujnikov V.A., Sinyavsky V.V. Kosmicheskie i nazemnye jadernye jenergeticheskie ustanovki prjamogo preobrazovaniya energii [Space and terrestrial nuclear power plants of direct energy conversion]. Moscow. NRNU «MEPhI» Publ., 2016. 364 p. (in Russian).
2. Romanov A.V. Teoriya kompleksnoy optimizatsii proyektirovaniya kosmicheskikh apparatov s yadernymi termoemissionnymi energeticheskimi ustanovkami [The complex optimization theory of the design of spacecraft with thermionic nuclear power plants]. St. Petersburg. NPO «Professional» Publ., 2010, pp. 15-95, 238-260 (in Russian).
3. Andreyev P.V., Gulevich A.V., Zaritskiy G.A., Legostayev V.P., Nikonov A.M., Ovcharenko M.K., Pyshko A.P., Sinyavsky V.V., Yarygin V.I. Fiziko-tehnicheskiye vozmozhnosti termoemissii dlya sovremennykh proyektov sozdaniya kosmicheskikh YaEU submegavattnogo klassa [Physical and technical capabilities of thermal emission for modern projects for the design of space NPP of submegawatt class]. *Trudy mezhdunarodnoy konferentsii «Yadernyye i innovatsionnye tekhnologii dlya kosmosa» (NETS-2012), sektsiya 2 «Yadernaya energetika i dvigateli»* [Proc. Int. Conf. «Nuclear and Innovative Technologies for Space» (NETS-2012), sec. 2 « Nuclear power and engines »]. USA, 2012, Report No. 3014 (in Russian).
4. Strategiya razvitiya arkticheskoy zony Rossiyskoy Federatsii i obespecheniye natsional'noy bezopasnosti na period do 2020 goda. [The strategy of development for the Arctic zone of the Russian Federation and ensuring national security for the period up to 2020]. *Ukaz Prezidenta Rossiyskoy Federatsii ot 20.02.2013* [Presidential Decree from 20.02.2013]. Available at:
<http://www.government.ru/info/18360/> (accessed 1 Sep. 2016) (in Russian).
5. Gosudarstvennaya programma sotsial'no-ekonomiceskogo razvitiya arkticheskoy zony Rossiyskoy Federatsii na period do 2020 goda. [The state program of social and economic development of the Arctic zone of the Russian Federation for the period up to 2020]. *Postanovleniye Pravitel'stva Rossiyskoy Federatsii ot 21.04.2014* [The Order of the Government of the Russian Federation from 21.04.2014]. Available at:
<http://www.government.ru/docs/11967/> (accessed 1 Sep. 2016) (in Russian).
6. Rosatom predlozhil proizvodit' reaktory, ne trebuyushchiye postoyannogo personala [Rosatom offered to produce reactors that do not require permanent staff]. *RIA Novosti* ot

- 10.06.2016 [RIA News from 10.06.2016]. Available at:
<http://www.vpk.name/news/> (accessed 1 Sep. 2016) (in Russian).
7. Lazarenko G.E., Yarygin V.I., Pyshko A.P. Avtonomnaya yadernaya energeticheskaya ustanovka elektro- i teplosnabzheniya pryamogo preobrazovaniya teplovoy energii v elektrичество [Autonomous nuclear power plant electricity and heat of direct conversion of thermal energy into electricity]. *V trudakh mezdunarodnoy nauchno-prakticheskoy konferentsii «Malaya energetika – 2006»* [Proc. Int. Conf. «Small-scale Power Generation – 2006»]. Moscow, 2006, pp. 68-70 (in Russian).
8. Kukharchuk O.F., Yarygin V.I., Vybyvanets V.I. Atomnaya stantsiya maloy moshchnosti ASMM 10/100 kW_{el} v severnom ispolnenii na osnove termoemissionnoy YAEU [Nuclear power station of plant capacity LCNP 10/100 kW_{el} for northern-based thermionic NPP]. *V trudakh kruglogo stola Mezdunarodnogo foruma «Armiya – 2015»* [Proc. Int. Round Table Forum «Army – 2015»]. Moscow reg., Cubinka. KVC «Patriot» Publ., 2015 (in Russian).
9. Gryaznov G.M., Pupko V.Y. «Topaz-1». Sovetskaya kosmicheskaya yaderno-energeticheskaya ustanovka [«Topaz-1». Soviet space nuclear power plant]. *Priroda*. 1991, no. 10, pp. 29-36 (in Russian).
10. Kukharkin N.E., Ponomarev-Stepnay N.N., Usov V.A. Kosmicheskaya yadernaya energetika (yadernyye reaktory s termoelektricheskim i termoemissionnym preobrazovaniyem – «Romashka» i «Yenisey») [Space nuclear power (nuclear reactors with thermoelectric and thermionic conversion – «Romashka» and «Yenisey»)]. Moscow. IzdAt Publ., 2008. 146 p. (in Russian).
11. Gontar' A.S., Eremin S.A., Lapochkin N.V. Usovershenstvovannyy odnoelementnyy elektrogeneriruyushchiy kanal dlya termoemissionnoy YAEU povyshennoy moshchnosti [Advanced single-cell fuel element for thermionic NPP with increased power]. *V trudakh Mezdunarodnoy konferentsii «Yadernaya energetika v kosmose – 2005»* [Proc. Int. Conf. «Nuclear Power in Space – 2005】]. Moscow-Podolsk, 2005, v. 2, pp. 279-283 (in Russian).
12. Ofitsial'nyy sayt proizvodatelya «Comsol Multiphysics» [Official site of «Comsol Multiphysics» producer]. Available at: <http://www.comsol.com/> (accessed 1 Sep. 2016) (in Russian).
13. Polous M.A., Yarygin V.I., Vinogradov E.G. Programmnyy kompleks dlya trekhmernogo chislennogo rascheta teplovykh i elektricheskikh kharakteristik mnogoelementnogo elektrogeneriruyushchego kanala termoemissionnoy YaEU [Software for three-dimensional numerical calculation of thermal and electrical characteristics of the multi-cell thermionic fuel element for thermionic NPP]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 2012, no. 2, pp. 151-160 (in Russian).
14. Solov'yev D.I., Polous M.A. Programmnyy kod COMSOL-EGK-SC dlya trekhmernogo rascheta elektroteplofizicheskikh kharakteristik odnoelementnogo elektrogeneriruyushchego kanala termoemissionnoy YAEU v sostave atomnoy stantsii maloy moshchnosti [The program code COMSOL-TFE-SC for three-dimensional calculation of characteristics for single-cell thermionic fuel element of thermionic NPP as a part of low capacity nuclear power plant]. *V trudakh Rossiyskoy konferentsii molodykh uchenykh, spetsialistov, aspirantov, studentov «Atomnyye elektrostantsii sverkhmaloy moshchnosti dlya prikladnykh i uchebnykh tseley»* [Proc. Russian Conf. of young scientists, specialists, graduate students «Nuclear power for ultra-low power applications and educational purposes»]. Obninsk. INPE NRNU «MEPhI» Publ., 2016, pp. 39-41 (in Russian).
15. Polous M.A., Yarygin V.I. Metodika trekhmernogo rascheta vkhodnykh kharakteristik eksperimental'nogo termoemissionnogo preobrazovatelya [The technique of three-dimensional calculation of output characteristics of an experimental thermionic converter]. *Nauchno-tehnicheskiy vestnik Povolzh'ya*, 2012, no. 2 (in Russian).
16. Polous M. A., Alekseev P. A., Ekhakov I. A., Sovremennyye raschetnyye tekhnologii obosnovaniya kharakteristik YAEDU v proyektakh sozdaniya termoemissionnykh KYAEU novogo pokoleniya [Modern computational technologies for justification the characteristics of nuclear power propulsion systems in design works of creation a new

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- generation of thermionic space nuclear power unit]. *Trudy MAI*, 2013, no. 68, available at: <http://www.mai.ru/science/trudy/published.php?ID=41822> (in Russian).
17. Yarygin V.I. Fizicheskiye osnovy termoemissionnogo preobrazovaniya energii. CH.1. Vvedeniye v spetsial'nost' [Physical basis of thermionic energy conversion. Part 1. Introduction to Specialty]. Ochninsk, INPE Publ., 2006, 104 p. (in Russian).
18. Vinogradov E.G., Mironov V.S., Smolnikova G.I. Bank dannykh vol'tampernykh kharakteristik termoemissionnogo preobrazovatelya [The data bank of current-voltage characteristics of the thermionic converter]. *Atomnaya energiya*. 2000, v. 89, iss. 1, pp. 71-74 (in Russian).
19. Yarygin V.I. Elektrodnnye materialy dlya energonapryazhennykh elektrogerneriruyushchikh kanalov termoemissionnogo reaktora-preobrazovatelya [The electrode material for energy-intensive thermionic fuel elements of thermionic converter reactor]. *Raketno-kosmicheskaya tekhnika*, ser. XII, 1988, no. 1-2, pp. 105-115 (in Russian).
20. Vinogradov E.G., Linnik V.A., Lazarenko D.G. Metodika rascheta vol'tampernykh kharakteristik termoemissionnykh EGK slozhnoy geometrii [The method of calculation of cuurent-voltage characteristics of TFE with complex geometry]. *Atomnaya energiya*. 2009, v. 106, iss. 5, pp. 257-262 (in Russian).

Authors

Polous Mikhail Alexandrovich, Research engineer, Cand. Sci. (Enginnering)
E-mail: m.polous.a@gmail.com

Solov'yev Dmitriy Igorevich, Research Engineer
E-mail: dmitri.solov@gmail.com

Yarygin Valeriy Ivanovich, Chief Researcher, Professor, Dr. Sci (Engineering)
E-mail: ecs-yar@ippe.ru

КВАДРАТУРНЫЕ ФОРМУЛЫ ДЛЯ ИНТЕГРАЛЬНЫХ УРАВНЕНИЙ КИНЕТИКИ И ЦИФРОВЫХ РЕАКТИМЕТРОВ

А.Г. Юферов

*Обнинский институт ядерной энергетики НИЯУ МИФИ
249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1*



Целью работы является вывод квадратурных формул для уравнений кинетики ядерного реактора в форме интегральных уравнений Вольтерры второго рода и уравнений реактиметра в форме интеграла свертки, ядром которого является функция распада предшественников запаздывающих нейтронов (ПЗН), представленная в негрупповом виде. Целесообразность перехода к интегральным уравнениям кинетики обусловлена задачей унификации прямой (расчет динамики мощности) и обратной (вычисление текущей реактивности) задач кинетики реактора. В результате решение сводится к вычислению интеграла запаздывающих нейтронов. Это исключает источник несовпадения расчетных и экспериментальных оценок реактивности, обусловленный различием вычислительных алгоритмов прямой и обратной задач. Представлена общая схема преобразования различных приближений уравнения переноса, позволяющая описать вклад запаздывающих нейтронов посредством интегралов свертки без использования уравнений динамики концентраций ПЗН. Такое преобразование уменьшает размерность модели, упрощает программную реализацию, снимает проблему жесткости дифференциальных уравнений кинетики, обеспечивает устойчивость вычислений. Размерность модели сохраняется в случае учета нескольких действующих нуклидов. Интегральная форма уравнений допускает использование в квадратурных формулах отсчетов экспериментальной функции распада, которая может быть идентифицирована в эксплуатационных режимах ядерного реактора и сохранена поточечно в негрупповой форме без разложения в сумму экспонент. Это исключает необходимость решения нелинейной задачи идентификации групповых параметров запаздывающих нейтронов и повышает адекватность моделирования. Получен ряд квадратурных формул для вычисления интеграла запаздывающих нейтронов и описаны соответствующие алгоритмы цифрового реактиметра и численного моделирования кинетики реактора.

Ключевые слова: динамика ЯР, точечная кинетика, реактивность, реактиметр, интегральные уравнения, квадратурные формулы.

ВВЕДЕНИЕ

В физике ядерных реакторов большое внимание уделяется сопоставлению и согласованию расчетных и экспериментальных оценок реактивности [1 – 4]. Такое сопоставление характеризует точность и адекватность нейтронно-физических расчетов в задачах проектирования, эксплуатации и обеспечения ядерной безопасности

© А.Г. Юферов, 2017

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

ЯЭУ. Однако, как известно [5], в расчетных комплексах используются дифференциальные уравнения для описания динамики предшественников запаздывающих нейтронов (ПЗН), а экспериментальная оценка реактивности основана на различных вариантах обращенного уравнения кинетики, в котором, как нетрудно показать, вклад ПЗН описывается интегралом свертки. Соответственно, в первом случае для вычислений используются различные схемы решения дифференциальных уравнений [6 – 8], во втором – простейшие квадратурные формулы [9]. Различие математических моделей является одной из причин несовпадения расчетных и экспериментальных результатов. Для исключения этого фактора целесообразно выполнить унификацию вычислительных моделей для обеспечения тождественности схем решения прямой (расчет хода мощности) и обратной (вычисление текущей реактивности) задач нейтронной динамики ядерного реактора. Поскольку измерение реактивности возможно только через вычисление интеграла, то в расчетных моделирующих комплексах оценка реактивности также должна выполняться на основе интегральных уравнений с использованием квадратур, аналогичных применяемым в цифровом реактиметре. Точнее, уравнения должны быть преобразованы к интегральной форме, а последующая дискретизация должна выполняться одинаковым образом и в прямой, и в обратной задаче с использованием как традиционных квадратур, так и других известных подходов к решению интегральных уравнений [10, 11].

В работе описана общая схема преобразования различных приближений уравнения переноса для учета вклада запаздывающих нейтронов посредством интеграла свертки. Предложенная унификация сводит прямую и обратную задачи кинетики к вычислению интеграла запаздывающих нейтронов (ИЗН). Получен ряд квадратурных формул для вычисления ИЗН и описаны соответствующие расчетные схемы для реализации цифрового реактиметра и численного моделирования кинетики реактора. Найдено условие устойчивости вычислений.

Интегродифференциальные и интегральные уравнения нейтронной кинетики давно используются при моделировании ядерных реакторов [6 – 8, 12 – 26]. Рассмотренная в работе унификация прямой и обратной задач кинетики ЯР дает, как представляется, ряд усовершенствований в дополнение к традиционным подходам, а именно:

- уменьшается размерность модели, в модели фигурируют только наблюдаемые величины;
- становится возможным использование в качестве ядра интегрального уравнения непосредственно отсчетов экспериментальной функции распада ПЗН;
- переход к интегральным уравнениям снимает проблему жесткости дифференциальных уравнений кинетики ЯР;
- обеспечивается возможность получения интервальных оценок реактивности на основе верхних и нижних интегральных сумм [27];
- стандартные схемы метрологического анализа [28], основанные на уравнениях свертки, становятся применимы для анализа погрешностей реактиметра [29].

УНИФИКАЦИЯ ПРЯМОЙ И ОБРАТНОЙ ЗАДАЧ ДИНАМИКИ ЯР

Интегральное представление источника запаздывающих нейтронов в нестационарном уравнении переноса хорошо известно [17, 30] и записывается на основании представления об экспоненциальном характере распада предшественников запаздывающих нейтронов в следующей форме (здесь и далее все обозначения стандартные):

$$Q^D(\mathbf{r}, \mathbf{v}, t) = \int_0^t \phi(\mathbf{r}, \mathbf{v}, \tau) \sum_{j=1}^J \chi_j \beta_j \lambda_j e^{-\lambda_j(t-\tau)} d\tau + \sum_{j=1}^J \lambda_j c_j(\mathbf{r}, 0) \cdot e^{-\lambda_j t}. \quad (1)$$

Слагаемые интеграла (1) являются решениями уравнений динамики концентраций ПЗН в соответствующих группах

$$\lambda_j c_j(\mathbf{r}, t) = -\frac{\partial c_j(\mathbf{r}, t)}{\partial t} + \int \beta_j(v') v_j(v') \Sigma_{fj}(\mathbf{r}, v') \varphi(\mathbf{r}, v', t) d\mathbf{v}', \quad (2)$$

так что фактически эти уравнения могут быть исключены из расчетных схем нестационарного уравнения переноса, поскольку как таковая динамика концентраций ПЗН специального интереса не представляет. Процедуру исключения опишем для нестационарного уравнения переноса, представленного в общей форме:

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \varphi(\mathbf{r}, v, t)}{\partial t} = R\varphi(\mathbf{r}, v, t) - \sum_j \chi_j(v) \frac{\partial c_j(\mathbf{r}, t)}{\partial t}. \quad (3)$$

Здесь изменение концентраций ПЗН учитывается вторым слагаемым, а оператор R объединяет все прочие процессы и интерпретируется как оператор реактивности. Такое уравнение получается путем замены скорости генерации запаздывающих нейтронов $\lambda_j c_j$, фигурирующей в традиционной форме уравнения переноса, выражением для $\lambda_j c_j$ из уравнения (2).

Начальные концентрации предшественников $c_j(\mathbf{r}, 0)$ определяются из уравнений (2) в предположении стационарного состояния реактора, т.е. при $\partial c_j / \partial t = 0$. Поэтому удобно ввести в уравнения (2) переменную $s_j \equiv \partial c_j / \partial t$, для которой эти уравнения принимают форму баланса ускорений процессов распада (генерации) предшественников:

$$\frac{\partial s_j(\mathbf{r}, t)}{\partial t} = -\lambda_j s_j(\mathbf{r}, t) + \int \beta_j(v') v_j(v') \Sigma_{fj}(\mathbf{r}, v') \psi(\mathbf{r}, v', t) d\mathbf{v}',$$

где $\psi(\mathbf{r}, v, t) \equiv \partial \varphi(\mathbf{r}, v, t) / \partial t$ – скорость изменения плотности потока нейронов. Начальное условие здесь становится нулевым, $s_j(\mathbf{r}, 0) \equiv 0$, и обуславливает следующий вид решения:

$$s_j(\mathbf{r}, t) = \int_0^t e^{-\lambda_j(t-\tau)} \left[\int \beta_j(v') v_j(v') \Sigma_{fj}(\mathbf{r}, v') \psi(\mathbf{r}, v', \tau) d\mathbf{v}' \right] d\tau.$$

В результате снимается задача расчета начального распределения предшественников запаздывающих нейтронов и исключается соответствующий источник погрешностей.

Подстановка $s_j \equiv \partial c_j / \partial t$ в уравнение переноса (3) приводит последнее к форме

$$\frac{1}{v} \psi(\mathbf{r}, v, t) = R\varphi(\mathbf{r}, v, t) - I_{3H}(\mathbf{r}, t) + Q \quad (4)$$

с начальным условием $\psi(\mathbf{r}, v, 0) = v(R\varphi(\mathbf{r}, v, 0) + Q)$. Вклад запаздывающих нейтронов в уравнении переноса (4) представлен интегралом запаздывающих нейтронов (ИЗН)

$$I_{3H}(\mathbf{r}, t) = \int_0^t \int W(\mathbf{r}, v', t - \tau) \psi(\mathbf{r}, v', \tau) d\mathbf{v}' d\tau, \quad (5)$$

ядро которого

$$W(\mathbf{r}, v', t - \tau) = \sum_j \chi_j(v) e^{-\lambda_j(t-\tau)} \beta_j(v) v_j(v) \Sigma_{fj}(\mathbf{r}, v').$$

Описанная процедура замены переменных применима для исключения уравнений динамики концентраций ПЗН в любых приближениях уравнения переноса. В частности, она приводит систему дифференциальных уравнений точечной кинетики к системе интегральных уравнений для мощности реактора и скорости изменения мощности:

$$\begin{bmatrix} v(t) \\ n(t) \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} -\int_0^t h(t-\tau)(\cdot)d\tau & r(t) \\ \int_0^t (\cdot)d\tau & 0 \end{bmatrix} \cdot \begin{bmatrix} v(t) \\ n(t) \end{bmatrix} + \begin{bmatrix} Q(t) \\ n(0) \end{bmatrix}. \quad (6)$$

Здесь реактивность дана в Λ -шкале: $r = \rho/\Lambda = 1/\Lambda - 1/l$. В этой шкале реактивность имеет смысл относительной скорости процессов на мгновенных нейтронах: $r(t) \equiv v_{\text{мн}}(t)/n(t)$ и может непосредственно сравниваться с выражаемой обратным периодом $\alpha(t) = v(t)/n(t)$ относительной скоростью изменения мощности реактора за счет всех процессов. Это в определенной степени упрощает решение известной проблемы организации контроля ЯЭУ «по периоду или по реактивности» [31].

Процедура вывода интегрального уравнения для скорости изменения мощности аналогична преобразованиям, выполняемым при традиционном выводе уравнения реактиметра (обращенного решения уравнений кинетики). Здесь уравнение реактиметра получается из первого уравнения (6) очевидным образом без применения обычно привлекаемых преобразований Лапласа [17, 32]:

$$r(t) = \alpha(t) + \frac{1}{n(t)} \int_0^t h(t-\tau)dn(\tau) + Q(t) / n(t). \quad (7)$$

После интегрирования по частям уравнение (7) принимает вид

$$r(t) = \alpha(t) + h(0) - \frac{1}{n(t)} \left[h(t)n(0) + \int_0^t n(t-\tau)dh(\tau) + Q(t) \right], \quad (8)$$

где $h(0) = \beta_{\text{эфф}}/\Lambda$; $g(\tau) = dh(\tau)/d\tau$. Для эксплуатационных режимов, когда, как правило, $h(0) \gg \alpha(t)+Q(t)/n(t)$ и интервал наблюдения $[0, t]$ превышает время спада функции $h(t)$, уравнение (8) принимает вид

$$r(t) = \frac{\beta_{\text{эфф}}}{\Lambda} - \frac{1}{n(t)} \int_0^t g(t-\tau)n(\tau)d\tau. \quad (9)$$

Во всех случаях процедуры решения и прямой, и обратной задач кинетики ЯР унифицируются, поскольку сводятся к вычислению интеграла запаздывающих нейтронов. При этом уравнения (8), (9) предпочтительнее для численной реализации, поскольку время спада функции $g(\tau) = dh(\tau)/d\tau$, фигурирующей в этих уравнениях, примерно в три раза меньше, чем время спада функции $h(t)$. С другой стороны, идентификацию функции $h(t)$ удобнее выполнять на основе уравнения (7).

ДИСКРЕТИЗАЦИЯ ИНТЕГРАЛА ЗАПАЗДЫВАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ

Ядро ИЗН в уравнениях (5), (6) – это (с точностью до коэффициента $1/\Lambda$) функция распада предшественников запаздывающих нейтронов, обычно представляемая в экспоненциальной форме

$$h(t) = \frac{\beta_{\text{эфф}}}{\Lambda} \sum_{j=1}^J \alpha_j \exp(-\lambda_j t).$$

Вместо экспоненциального представления ядра допустима любая аппроксимация или поточечное табличное хранение экспериментальной кривой распада [33]. Такой подход повышает адекватность модели, упрощает процедуры адаптации реактиметра, но требует вычисления ИЗН по схемам, в которых ядро представлено конечной совокупностью отсчетов экспериментальной кривой распада или ее производной.

Рассмотрим дискретную форму ИЗН применительно к уравнениям (8, 9), полагая, что функция $g(t)$ представлена $L+1$ отсчетом (т.е. $g(t) = 0$ при $t > t_L$):

$$I_k = \sum_{l=0}^L c_{k,k-l} g_{k-l} n_l = \sum_{l=k-L}^L c_{k,k-l} g_{k-l} n_l = \sum_{l=0}^L c_{k,l} g_l n_{k-l}. \quad (10)$$

Вычисление интеграла свертки в форме (10) – это классическая задача цифровой обработки сигналов, рассматривавшаяся, в частности, в [34 – 36]. Однако соответствующие подходы практически не использовались для вычисления ИЗН в уравнении цифрового реактиметра или при решении прямой задачи кинетики ЯР.

В случае обычно применяемой формулы трапеций квадратурные коэффициенты в (10) равны $c_{k,0} = T_{k-1}/2$; $c_{k,l} = (T_{k-l} + T_{k-l-1})/2$; $l = 1, \dots, L-1$; $c_{k,L} = T_{k-L}/2$, если шаг интегрирования $T_l = t_{l+1} - t_l$ является переменным. Видно, что оценка по формуле трапеций получается усреднением оценок, сделанных по формулам левых и правых прямоугольников, которые могут использоваться для интервальной оценки решения, например, при вычислении реактивности [27].

Аналогично формуле трапеций квадратурная формула Симпсона описывает простое усреднение трех оценок, полученных методом левых, правых и центральных прямоугольников:

$$S_1 = T_{l2}(f_l + f_{l+1})/2, \quad S_2 = T_{l2}f_{l+1}, \quad S_3 = T_{l2}(f_{l+1} + f_{l+2})/2, \quad T_{l2} = t_{l+2} - t_l,$$

причем S_2 есть оценка интеграла на интервале $[t_l, t_{l+2}]$ методом среднего прямоугольника, а S_1, S_3 являются попарным усреднением оценки S_2 с оценками интеграла методами левого и правого прямоугольников. Применительно к вычислению свертки (10) в случае переменного шага интегрирования формула Симпсона на l -м отрезке интерполяции ($l = 0, 2, 4, \dots, L-2$) имеет вид

$$S_l = \frac{T_{i-2} + T_{i-1}}{6} \left(\frac{2T_{i-2} - T_{i-1}}{T_{i-2}} f_{i-2} + \frac{(T_{i-2} + T_{i-1})^2}{T_{i-2} T_{i-1}} f_{i-1} + \frac{2T_{i-1} - T_{i-2}}{T_{i-1}} f_i \right), \\ i = k-l, \quad f_i = g_{k-i} n_i.$$

Для применения квадратуры Симпсона число отсчетов $L+1$ должно быть нечетным. Для исключения этого затруднения используем указанную выше интерпретацию квадратур как формул усреднения по элементарным отрезкам. В общем случае это приводит к формуле [37]

$$S'_i = (\mathbf{q}_i^l)^T \mathbf{W}_l^{-1} \mathbf{f}_l, \quad (11)$$

дающей оценку интеграла на i -м элементарном отрезке $[t_i, t_{i+1}]$, $i = 0, \dots, k-1$ по информации, относящейся к отрезку интерполяции $T_{l, l+J} = [t_l, t_{l+1}, \dots, t_{l+J}]$, $l = \max(0, i+1-J), \dots, \min(i, k-J)$, охватывающему данный элементарный отрезок, т.е. по распределению узлов $[t_l, t_{l+1}, \dots, t_{l+J}]$ и вектору значений подынтегральной функции $\mathbf{f}_l = (f(t_{l+m}))^T$, $m = 0, \dots, J$.

Матрица \mathbf{W}_l и вектор \mathbf{q}_i^l вычисляются в локальных координатах $x = t_i - t_l$ l -го отрезка интерполяции.

Элементы матрицы $w_{jm}^l = w_j(x_i)$, $x_i = t_i - t_l$ – значения базисных функций интерполяционной формулы

$$f(x) = \sum_{j=0}^n a_j^l w_j(x),$$

вычисленные в указанных узлах, а элементы вектора \mathbf{q}_i^l – интегралы от базисных функций по i -му элементарному отрезку

$$q_j^l = \int_{x_{j+1}}^{x_{j+1}} w_j(x) dx.$$

Конкретные квадратурные формулы получаются из (11) путем усреднения по тому или иному сочетанию $L(i)$ отрезков интерполяции, покрывающих i -й элементарный отрезок

$$S_i \approx \left(\sum_{l=\max(0,i+1-L)}^{\min(i,k-J)} (\mathbf{q}_i^l)^T \mathbf{W}_l^{-1} f_l \right) / L(i).$$

Для квадратурной формулы Симпсона на отрезке $T_{l,l+2} = [t_l, t_{l+1}, t_{l+2}]$ матрица

$$\mathbf{W}_l^{-1} = \begin{bmatrix} 1 & 0 & 0 \\ -\left(\frac{1}{t_{l+2}} + \frac{1}{t_l}\right) & \left(\frac{1}{t_{l+1}} + \frac{1}{t_l}\right) & \left(\frac{1}{t_{l+2}} - \frac{1}{t_{l+1}}\right) \\ \frac{1}{t_l t_{l+2}} & -\frac{1}{t_l t_{l+1}} & \frac{1}{t_{l+1} t_{l+2}} \end{bmatrix}, \quad (12)$$

где индексация используется в следующем смысле: $x_\alpha = t_{\alpha+1} - t_\alpha$; $x_{\alpha,\beta} = t_\beta - t_\alpha$. В данном случае i -й элементарный отрезок (кроме начального и конечного) принадлежит только двум отрезкам интерполяции: $(i-1)$ -му и i -му, так что усредненная оценка интеграла на i -м элементарном отрезке равна

$$S_i = ((\mathbf{q}_{i-1}^i)^T \mathbf{W}_{i-1}^{-1} \mathbf{f}_{i-1} + (\mathbf{q}_i^i)^T \mathbf{W}_i^{-1} \mathbf{f}_i) / 2; \quad i = 1, \dots, m-2, \quad (13)$$

где векторы интегралов от базисных функций равны

$$\mathbf{q}_i^i = x_i [1 \quad (x_i/2) \quad (x_i^2/3)]^T,$$

$$\mathbf{q}_{i-1}^i = x_{i-1,i+1} [1 \quad (x_{i-1,i+1}/2) \quad (x_{i-1,i+1}^2/3)]^T - x_{i-1,i} [1 \quad (x_{i-1,i}/2) \quad (x_{i-1,i}^2/3)]^T,$$

а индексация аналогична принятой в формуле (12).

При постоянном шаге интегрирования $x_i = T$ матрица значений базисных функций в узлах одинакова для всех отрезков интерполяции:

$$\mathbf{W}^{-1} = \text{diag}[1; 1/T; 1/T^2] \cdot \begin{bmatrix} 1 & 0 & 0 \\ -3/2 & 2 & -1/2 \\ 1/2 & -1 & 1/2 \end{bmatrix},$$

а векторы интегралов от базисных функций по элементарным отрезкам равны соответственно $\mathbf{q}_i^i = T[1 \quad (T/2) \quad (T^2/3)]^T$ и $\mathbf{q}_{i-1}^i = T[1 \quad (3T/2) \quad (7T^2/3)]^T$. В результате оценка (13) принимает вид $S_i = T(-f_{i-1} + 13f_i + 13f_{i+1} - f_{i+2})/24$. В отличие от стандартной схемы интегрирования методом Симпсона применение этой формулы не требует определенной кратности числа узлов. Если нет оснований для выбора конкретных значений подынтегральной функции вне полного интервала интегрирования $[t_{k-L}, t_k]$, то на конечном элементарном отрезке $[t_{k-1}, t_k]$ следует применить оценку по левому отрезку интерполяции $S_{k-1} = T(-f_{k-2} + 8f_{k-1} + 5f_k)/12$, а на начальном отрезке $[t_{k-L}, t_{k-L+1}]$ – по правому отрезку интерполяции $S_0 = T(5f_0 + 8f_1 - f_2)$. В таком случае, применяя на остальных элементарных отрезках $[t_i, t_{i+1}]$; $i = k-L+1, \dots, k-2$, оценку (13), получим полную квадратурную формулу для отрезка $[t_{k-L}, t_k]$:

$$S_{k-L,k} = \frac{T}{24} [9f_{k-L} + 28f_{k-L+1} + 23f_{k-L+2} + 23f_{k-2} + 28f_{k-1} + 9f_k] + T \sum_{i=k-L+3}^{k-3} f_i.$$

Приведем конкретные варианты цифровой реализации уравнения реактиметра (7), определяемые выбором квадратурных формул.

1. Уравнение реактиметра при вычислении ИЗН методом трапеций

$$r_k = \alpha_k \left(1 + \frac{T}{2} h_0 \right) + \frac{T}{n_k} \sum_{l=1}^{k-1} h_l v_{k-l} - \frac{Q}{n_k}.$$

2. Уравнение реактиметра со скользящим интегрированием по формуле Симпсона

$$\begin{aligned} r_k = \alpha_k & \left(1 + \frac{5T}{12} h_0 \right) + \frac{T}{12n_k} (13h_1 v_{k-1} + 12 \sum_{l=2}^{k-3} h_l v_{k-l} + \right. \\ & \left. + 11h_{k-2} v_2 + 15h_{k-1} v_1 + 4h_k v_0) - \frac{Q}{n_k}, \quad k = 4, 5, 6, \dots \end{aligned}$$

или, для фиксированного числа отсчетов функции распада ПЗН,

$$r_k = \left(1 + \frac{5T}{12} h_0 \right) \alpha_k + \left(\frac{13}{12} \cdot \frac{T}{n_k} \right) h_1 v_{k-1} + \frac{T}{n_k} \sum_{l=2}^L h_l v_{k-l} - \frac{Q}{n_k}.$$

3. Уравнение реактиметра в случае интегрирования методом Ньютона

$$\begin{aligned} r_k = \alpha_k & + \frac{3T}{8n_k} (h_{k-1} v_1 + \frac{28}{9} h_{k-2} v_2 + \frac{23}{9} h_{k-3} v_3 + \sum_{l=3}^{k-4} h_l v_{k-l} + \\ & + \frac{23}{9} h_2 v_{k-2} + \frac{28}{9} h_1 v_{k-1} + h_0 v_k) - \frac{Q}{n_k}, \quad k = 1, 2, \dots \end{aligned}$$

Для фиксированного числа отсчетов функции распада уравнение принимает вид

$$r_k = \left(1 + \frac{3T}{8} h_0 \right) \alpha_k + \left(\frac{7}{6} \cdot \frac{T}{n_k} \right) h_1 v_{k-1} + \left(\frac{23}{24} \cdot \frac{T}{n_k} \right) h_2 v_{k-2} + \frac{3T}{8n_k} \sum_{l=3}^L h_l v_{k-l} - \frac{Q}{n_k}.$$

КВАДРАТУРНЫЕ ФОРМУЛЫ ДЛЯ ИНТЕГРАЛЬНЫХ УРАВНЕНИЙ КИНЕТИКИ

Дискретные аналоги уравнений (6) имеют вид

$$v_k = - \sum_{l=0}^k (a_{k,l} h_{k-l}) v_l + r_k n_k + Q_k, \quad n_k = n_0 + \sum_{l=0}^k b_{k,l} \cdot v_l, \quad (14)$$

откуда следует общая схема численного решения

$$\begin{aligned} w_1 & \equiv n_0, \quad w_k = n_0 + \sum_{i=0}^{k-1} b_{k,i} v_i, \\ v_k & = d_k (Q_k - \sum_{l=1}^{k-1} a_{k,l} h_{k-l} v_l + r_k w_k), \quad n_k = w_k + b_{k,k} v_k, \quad k = 1, 2, 3, \dots \end{aligned} \quad (15)$$

где коэффициент $d_k = (1 + a_{k,k} h_0 - r_k b_{k,k})^{-1}$. Здесь и далее полагается, что расчет ведется для случая старта из стационарного состояния реактора, так что $v_0 = r_0 n_0 + Q_0$. Это начальное условие позволяет описать в рамках одной расчетной схемы любой сценарий изменения мощности или реактивности [12, 33]. В прикладных задачах интерес представляют и мощность, и период реактора $p=n/v$, так что расчет по алгоритму (15) представляется наиболее естественным. Дальнейшая детализация определяется выбором конкретных квадратур.

Для подавления накопления ошибок коэффициент d_k должен быть меньше единицы.

ницы. В подкритическом реакторе это всегда имеет место. В надкритическом реакторе должно выполняться условие на величину вводимой реактивности $r_k < (a_{k,k}/b_{k,k}) \cdot h_0$. Это соотношение указывает, что целесообразно использовать свой тип квадратурной формулы для каждого из уравнений (14). Так, если $b_{k,k} = 0$, то $r_k < \infty$, т.е. ограничение на вводимую реактивность отсутствует в случае применения для расчета мощности открытой квадратурной формулы. Эта схема имеет место, когда, например, для расчета мощности используется формула левых прямоугольников, а для расчета скорости – функция правых прямоугольников:

$$d_k = (1 + T_{k-1}h_0)^{-1}, \quad n_k = n_{k-1} + T_{k-1}v_{k-1},$$

$$v_k = d_k(Q_k + r_k n_k - \sum_{l=1}^{k-1} T_{l-1} h_{k-l} v_l), \quad k = 1, 2, \dots$$

Применяя формулу Симпсона и усреднение по двум отрезкам интерполяции, которым в данном случае может принадлежать элементарный отрезок, получим для расчета мощности квадратурную формулу вида

$$n_k = n_0 + \frac{T}{12} \left(4v_0 + 15v_1 + 11v_2 + 12 \sum_{l=3}^{k-2} v_l + 13v_{k-1} + 5v_k \right), \quad k \geq 4.$$

Если по аналогичной формуле вычислять и интеграл запаздывающих нейтронов, то общий алгоритм (15) конкретизируется следующим образом:

$$\begin{aligned} w_k &= n_0 + \frac{T}{12} \left(15v_1 + 11v_2 + 12 \sum_{l=3}^{k-2} v_l + 13v_{k-1} \right), \quad d_k = (1 + 5T(h_0 - r_k)/12)^{-1}, \\ v_k &= d_k(Q_k - \frac{T}{12}(15h_{k,1}v_1 + 11h_{k,2}v_2 + 12 \sum_{l=3}^{k-2} h_{k,l}v_l + 13h_{k,k-1}v_{k-1}) + r_k w_k), \\ n_k &= w_k + \frac{5T}{12}v_k, \quad k = 4, 5, 6, \dots \end{aligned}$$

с условием подавления ошибок $r_k < h_0$.

Если ИЗН вычислять по формуле трапеций, то получим расчетную схему

$$\begin{aligned} w_k &= n_0 + \frac{T}{12} \left(15v_1 + 11v_2 + 12 \sum_{l=3}^{k-2} v_l + 13v_{k-1} \right), \\ v_k &= \frac{Q_k - \frac{T}{2} \sum_{l=1}^{k-1} h_{k,l} v_l + r_k w_k}{(1 + T(6h_0 - 5r_k)/12)}, \quad n_k = w_k + \frac{5T}{12}v_k, \quad k = 4, 5, 6, \dots \end{aligned}$$

с более слабым, чем в предыдущей схеме, условием подавления ошибок $r_k < 1.2h_0$. Это снова подтверждает целесообразность использования несовпадающих типов квадратурных формул в уравнениях (6).

ВЫВОДЫ

1. Предложена модель кинетики ядерного реактора в форме системы интегральных уравнений Вольтерры второго рода для мощности и скорости изменения мощности, унифицирующая прямую и обратную задачи кинетики путем сведения их к вычислению интеграла запаздывающих нейтронов.

2. Получен ряд квадратурных формул для ИЗН в случае негруппового представления функции распада ПЗН и приведены соответствующие уравнения цифрового реактиметра.

3. Описана общая схема численной реализации предложенной модели. Конкре-

тизация алгоритма выполнена для случаев использования ряда популярных квадратурных формул.

4. Для пошагового применения квадратурных формул, требующих определенной кратности числа узлов интерполяции, предложен алгоритм скользящего интегрирования. Получены соответствующие квадратурные формулы применительно к вычислению ИЗН.

6. Указаны условия подавления ошибок при интегрировании.

Примером реализации предложенных алгоритмов могут служить результаты работ [27, 29, 33]. Однако всевозможные сочетания типов квадратур, используемых для дискретизации уравнений модели, а также разные варианты усреднения в схемах скользящего интегрирования приводят к многочисленным вариантам численной реализации, требующим дальнейшего анализа и сравнения по точности и количеству операций. Необходимо выполнить такое сравнение и с другими известными алгоритмами моделирования кинетики ЯР.

Литература

1. Рекомендации по сопоставлению рассчитанной и измеренной реактивности при обосновании ядерной безопасности реакторных установок типа ВВЭР. / Методический документ. – ФГУ НТЦ ЯРБ. 2011. – 21 с.
2. Ионов В.С. Распределенная нейтронная динамика активных зон ВВЭР. – М.: ИздАТ, 2005. – 311 с.
3. Селезнев Е.Ф. Кинетика реакторов на быстрых нейтронах. – М.: Наука, 2013. – 239 с.
4. Зизин М.Н. Методы расчета нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов. – М.: НИЦ «Курчатовский институт», 2014. – 178 с.
5. Зизин М.Н. Формы представления параметров запаздывающих нейтронов при расчете тестовой модели BN600_IAEA. Доступно на сайте <http://www.atominfo.ru/newsj/q0464.htm>.
6. Computing Methods in Reactor Physics. Ed.: H. Greenspan, C. N. Kelber and D. Okrent. – N.Y.: Gordon and Breach, 1968. 589 p.
7. Hetrick D. L. Dynamics of Nuclear Reactors. – University of Chicago Press, 1971. – 542 p.
8. Колесов В.Ф. Апериодические импульсные реакторы. – РФЯЦ-ВНИИЭФ, 1999. – 1032 с.
9. Могильнер А.И., Фокин Г.Н., Чайка Ю.В., Кузнецов Ф.М. Применение малых ЭВМ для измерения реактивности // Атомная энергия. – 1974. – Т. 36. – Вып. 5. – С. 358-361.
10. Верлань А.Ф., Сизиков В.С. Интегральные уравнения: Методы, алгоритмы, программы. – К.: Наукова думка, 1986. – 544 с.
11. Numerical solution of Integral equations. – N.Y.: Plenum Press, 1990. – 430p.
12. Юферов А.Г. Библиография по разработкам реактиметров и методам измерения реактивности в ФЭИ. Обзор ФЭИ-295. – М.: ЦНИИАтоминформ, 2003. – 39 с.
13. Schmid P. A basic integral equation of reactor kinetics. Proc. 2nd Intern. Conf. Peaceful Uses Atomic Energy. – Geneva, 1958. – Iss. 11. – 277 p.
14. Lewins J. On the General Solution of the Reactor Kinetic Equations // Nucl. Sci. and Eng. – Vol. 11. – № 1. – P. 97.
15. Adler F.T. Reactor kinetics: integral equation formulation // Journal of Nuclear Energy Parts A/B. – 1961. – Vol. 15. – No. 2-3. – PP. 81-85.
16. Масленников М. В. Об одном численном методе решения уравнений кинетики реактора // Ж. вычисл. матем. и матем. физ. – 1961. – Т. 1. – № 3. – С. 470-480.
17. Keepin R.G. Physics of Nuclear Kinetics. – Addison-Wesley Pub. Co, 1965. – 435 p.
18. Ash M. Nuclear Reactor Kinetics. – McGraw Hill, 1965. – 415 p.
19. Вахромеева В.В. Метод решения уравнений кинетики реактора. Отчет ФЭИ ТР-741, № 4325, 1965. – 16 с.
20. Рогожин Ю.А. Интегральный метод решения уравнений точечной кинетики ядерных реакторов. Отчет ФЭИ ТР-837, № 5365, 1969. – 29 с.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

21. Pettus W. G., Snioow N. L. A direct integral formulation of point reactor kinetics // Journal of Nuclear Energy. – 1972. – Vol. 26. – PP. 489-490.
22. Гулевич А.В., Кухарчук О.Ф. Применение интегральной модели нейтронной кинетики к расчету многозонных размножающих систем. Препринт ФЭИ-2129, 1990.
23. Нечепуренко Ю.М., Шишков Л.К. Об определении реактивности на основе обращенного уравнения точечной кинетики // Ж. вычисл. матем. и матем. физ. – 2002. – Т. 42. – № 9. – С. 1394-1398.
24. Quintero-Leyva B. On the numerical solution of the integro-differential equation of the point kinetics of nuclear reactors as an ODE // Annals of Nuclear Energy. – 2009. – Vol. 36. – No. 8. – PP. 1280-1284.
25. Li H., Chen W., Luo L., Zhu Q. A new integral method for solving the point reactor neutron kinetics equations // Annals of Nuclear Energy. – 2009. – Vol. 36. – No. 4. – PP. 427-432.
26. Давиденко В.Д., Зинченко А.С., Харченко И.К. Интегральные нестационарные уравнения переноса нейтронов для расчетов кинетики ядерных реакторов методом Монте-Карло. // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2015. – Вып. 1. – С. 11-16.
27. Юферов А.Г., Ибрагимов Р.Л. Интервальная оценка реактивности. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – №3. – С. 3-9.
28. Земельман М.А., Тронова И.М. Методический материал по применению ГОСТ 8.009-84 «ГСИ. Нормируемые метрологические характеристики средств измерений» // Нормирование и использование метрологических характеристик средств измерений. – М.: Изд-во стандартов, 1985. – С. 43-132.
29. Юферов А.Г. Дисперсионное уравнение реактиметра // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – №3. – С. 30-41.
30. Bell G.I., Glasstone S. Nuclear reactor theory. N.Y.: Van Nostrand Reinhold Co., 1970, 619 p.
31. Борисенко В.И. Что необходимо определять: период или реактивность реактора? // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. – 2010. – Вип. 13. – С. 8-18.
32. Бриккер И.Н. Обращенное решение уравнений кинетики ядерного реактора. // Атомная энергия. – 1966. – Т. 21. – Вып. 1. – С. 9-13.
33. Юферов А.Г. К задаче идентификации интегральных уравнений кинетики. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 4. – С. 25-34.
34. Kuo B.C. Digital Control Systems. – N.Y.: Holt, Rinehart and Winston Inc., 1980. – 730 pp.
35. Кузин Л.Т. Расчет и проектирование дискретных систем управления. – М.: Машгиз, 1962. – 684 с.
36. Быков В.В. Цифровое моделирование в статистической радиотехнике. – М.: Советское радио, 1971. – 328 с.
37. Юферов А.Г. Квадратурные формулы скользящего интегрирования // Труды Международного симпозиума «Вопросы оптимизации вычислений (ВОВ-XXXIII)». – Киев: Институт кибернетики им. В.М.Глушкова НАН Украины, 2007. – С. 319-320.

Поступила в редакцию 14.12.2016 г.

Автор

Юферов Анатолий Геннадьевич, зав. лабораторией, канд. физ.-мат. наук
E-mail: anatoliy.yuferov@mail.ru

UDC 621.039.515:621.039.516.2:621.039.514.4

QUADRATURE FORMULAS FOR INTEGRAL EQUATIONS OF KINETICS AND FOR DIGITAL REACTIMETERS

Yufarov A.G.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

The aim of work is the derivation of quadrature formulas for a kinetic equations nuclear reactor in the form of Volterra integral equations of the second kind and for equation of a reactimeter in the form of integral convolution, the core of which is a function of decay of the delayed neutron precursors (DNP) in the nongroup form. The expediency of the transition to integral equations is caused by the unification of the direct (calculation of power dynamics) and the reverse (calculation of current reactivity) tasks of reactor kinetics. As a result, the solution reduces to the calculation of the delayed neutrons integral. This eliminates the source of discrepancy calculated and experimental evaluations of reactivity due to the difference in computational algorithms direct and inverse problems. The paper describes a general scheme to convert different transport equation approximations to describe the contribution of delayed neutrons by a integral convolution without using dynamics of the DNP concentration. This conversion reduces the dimension of the model, simplifies the software implementation, eliminates the stiffness problem of differential equations of the kinetics, provides stability of calculations. The dimension of the model is preserved in the case of several fissile nuclides. The integral form of the equations admits in quadrature formulas the use the samples of experimental function of the decay, which can be identified in the operating conditions of a nuclear reactor and stored by pointwise in the non-group form – without expansions in sum of the exponents. This eliminates the need to address the nonlinear problem of identification of the group parameters of delayed neutrons and increases the adequacy of modeling. In work is obtained a series of quadrature formulas for the calculation of the delayed neutrons integral and describes the corresponding algorithms of digital reactimeter and the numerical simulation of the reactor kinetics.

Key words: dynamics of nuclear reactor, point kinetics, reactivity, reactimeter, integral equations, quadrature formulas.

REFERENCES

1. Recommendations for comparing the calculated and measured reactivity for substantiation of nuclear safety of reactor VVER-type plants. Moscow. NTC YaRB Publ., 2010. 21 p. (in Russian).
2. Ionov V.S. *Raspredelennaya neytronnaya dinamika aktivnyh zon VVER* [Distributed neutron dynamics of the active zones of the VVER]. Moscow. IzdAT Publ., 2005. 311 p. (in Russian).
3. Seleznev E.F. *Kinetika reaktorov na bystryh neutronah* [Fast Breeder Reactor Kinetics]. Moscow. Nauka Publ., 2013. 239 p. (in Russian).
4. Zizin M.N. *Metody raschyoata neytronno-fizicheskikh harakteristik bystryh reaktorov* [Methods of calculating neutron-physical characteristics of fast reactors]. Moscow. NIC «Kurchatovskiy institut» Publ., 2014. 178 p. (in Russian).
5. Zizin M.N. The presentation of delayed neutron parameters in the calculation test model BN600_IAEA. Available at: <http://www.atominfo.runewsjq0464.htm>. (in Russian).

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

6. Computing Methods in Reactor Physics. Ed.: H. Greenspan, C.N. Kelber and D. Okrent. N.Y. Gordon and Breach, 1968. 589 p.
7. Hetrick D. L. Dynamics of Nuclear Reactors. University of Chicago Press, 1971. 542 p.
8. Kolesov V.F. *Aperiodicheskie impulsnye reaktory* [Aperiodic pulse reactors]. Sarov. RFNC-VNIIEF Publ., 1999. 1032 p. (in Russian).
9. Mogilner A.I., Fokin G.N., Chayka Yu.V., Kuznetsov F.M. The use of small computers for measuring reactivity. *Atomnaya energiya*. 1974, v. 36, iss. 5, pp. 358-361 (in Russian).
10. Verlan A.F., Sizikov V.S. *Integral'nye uravneniya: Metody, algoritmy, programmy* [Integral equations: Methods, algorithms, programs]. Kiev. Naukova dumka Publ., 1986. 544 p. (in Russian).
11. Numerical solution of integral equations. N.Y.: Plenum Press, 1990. 430p.
12. Yuferov A.G. *Bibliografiya po razrabotkam reaktimetrov i metodam izmereniya reaktivnosti v FEI* [Bibliography on development of the reactivity meters and methods of the reactivity measurements in IPPE]. Obzor FEI-295. Moscow. CNIIAtominform Publ., 2003. 39 p. (in Russian).
13. Schmid P. A basic integral equation of reactor kinetics. Proc. 2nd Intern. Conf. Peaceful Uses Atomic Energy. Geneva, 1958, iss. 11, 277 p.
14. Lewins J. On the General Solution of the Reactor Kinetic Equations. *Nucl. Sci. and Eng.*, v. 11, no. 1, p. 97.
15. Adler F.T. Reactor kinetics: integral equation formulation. *Journal of Nuclear Energy. Parts A/B*. 1961, v. 15, no. 2-3, pp. 81-85.
16. Maslennikov M. V. On one numerical method of solution of the equations of reactor kinetics. *Zhurnal vychislitel'noj matematiki i matematicheskoy fiziki*. 1961, v. 1, no. 3, pp. 470-480 (in Russian).
17. Keepin R.G. Physics of Nuclear Kinetics. Addison-Wesley Pub. Co, 1965. 435 p.
18. Ash M. Nuclear Reactor Kinetics. McGraw Hill, 1965. 415 p.
19. Vakhromeeva V.V. The method of solving the equations of reactor kinetics. Otchet FEI TR-741, № 4325, 1965. 16 p. (in Russian).
20. Rogozhin Yu.A. An integral method for solving the equations of point kinetics of nuclear reactors. Otchet FEI TR-837, № 5365, 1969. 29 p. (in Russian).
21. Pettus W. G., Snioow N. L. A direct integral formulation of point reactor kinetics. *Journal of Nuclear Energy*. 1972, v. 26, pp. 489-490.
22. Gulevich A.V., Kukharchuk O.F. The use of an integrated model of neutron kinetics to the calculation of multiplying multizone systems. Preprint FEI-2129, 1990 (in Russian).
23. Nechepurenko Yu.M., Shishkov L.K. Determination of reactivity based on the inverse point kinetics equation. *Zhurnal vychislitel'noj matematiki i matematicheskoy fiziki*. 2002, v. 42, no. 9, pp. 1394-1398 (in Russian).
24. Quintero-Leyva B. On the numerical solution of the integro-differential equation of the point kinetics of nuclear reactors as an ODE. *Annals of Nuclear Energy* 2009, v. 36, no. 8, pp. 1280-1284.
25. Li H., Chen W., Luo L., Zhu Q. A new integral method for solving the point reactor neutron kinetics equations. *Annals of Nuclear Energy*, 2009, v. 36, no. 4, pp. 427-432.
26. Davidenko V.D., Zinchenko A.S., Kharchenko I.K. Integral non-stationary neutron transport equations for calculation of the kinetics of nuclear reactors by Monte Carlo method. *VANT. Ser. Fizika yadernykh reaktorov*. 2015, iss. 1, pp. 11-16 (in Russian).
27. Yuferov A.G., Ibragimov R.L. Interval estimation of reactivity. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2010, no. 3, pp. 3-9 (in Russian).
28. Zemelman M.A., Tronova I.M. *Metodicheskiy material po primeneniyu GOST 8.009-84 «GSI. Normiruemye metrologicheskie kharakteristiki sredstv izmereniy». Normirovanie i ispolzovanie metrologicheskikh kharakteristik sredstv izmereniy* [Methodological

material for use GOST 8.009-84 «GSI. Standardized metrological characteristics of measuring instruments». Standardization and use of metrological characteristics of measuring instruments]. Moscow. Izdatelstvo Standartov Publ., 1985, pp. 43-132 (in Russian).

29. Yuferov A.G. Reactimeter dispersion equation. *Nuclear Energy and Technology* (2016). Available at: <http://dx.doi.org/10.1016/j.nucet> (2016.11.04).
30. Bell G.I., Glasstone S. Nuclear reactor theory. N.Y.:Van Nostrand Reinhold Co., 1970, 619 p.
31. Borisenko V. I. What must be determined: the period or the reactivity of the reactor? *Problemy bezpeki atomnykh elektrostantsyj i Chornobylja*. 2010, iss. 13, pp. 8-18 (in Russian).
32. Brikker I.N. The inverted decision of a nuclear reactor kinetics equations. *Atomnaya energiya*. 1966, v. 21, iss. 1, pp. 9-13 (in Russian).
33. Yuferov A.G. On the problem of identification of integral equations of the kinetics. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2005, no. 4, pp. 25-34 (in Russian).
34. Kuo B.C. Digital Control Systems. N.Y. Holt, Rinehart and Winston Inc., 1980. 730 p.
35. Kuzin L.T. *Raschet i proektirovanie diskretnykh sistem upravleniya* [Calculation and design of discrete control systems]. Moscow. Mashgiz Publ., 1962. 684 p. (in Russian).
36. Bykov V.V. *Cifrovoe modelirovaniye statisticheskoy radiotekhnike* [Numerical simulation in statistical radio engineering]. Moscow. Sovetskoe radio Publ., 1971. 328 p. (in Russian).
37. Yuferov A.G. Quadrature formulas of the sliding integration. *Trudy Mezhdunarodnogo simpoziuma «Voprosy optimizatsii vychisleniy (VOV-XXXIII)»* [Proceedings of the International Symposium «Problems of optimization calculations (POC-XXXIII)»]. Kiev. Institut kibernetiki im. V.M. Glushkova NAN Ukrayny Publ., 2007, pp. 319-320 (in Russian).

Author

Yuferov Anatoliy Gennadyevich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: anatoliy.yuferov@mail.ru

АНАЛИЗ ПРИВЛЕКАТЕЛЬНОСТИ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ПРИСТАНЦИОННОМУ ТОПЛИВНОМУ ЦИКЛУ БЫСТРОГО РЕАКТОРА ЕСТЕСТВЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ БР-1200

Е.М. Львова, А.Н. Чебесков

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского»
249033, Калужская обл., Обнинск, пл. Бондаренко, 1



К настоящему времени в научной литературе сложилось довольно устойчивое понятие «привлекательность ядерных материалов». Под этим подразумевается потенциальная возможность применимости ядерных материалов, находящихся в топливном цикле гражданской атомной энергетики, для создания примитивных ядерных взрывных устройств или даже ядерного оружия. Это понятие служит в качестве сравнительного анализа различных ядерных материалов для их возможного несанкционированного применения. Привлекательность ядерных материалов определяется, в первую очередь, их ядерно-физическими свойствами, присущими этим материалам. К таким свойствам относится возможность рассматриваемого материала осуществить самоподдерживающую цепную реакцию деления, иначе он будет абсолютно непривлекательным для отмеченных выше целей. Кроме этого основного свойства важными характеристиками материала, влияющими на его привлекательность, являются собственный нейтронный фон и тепловыделение. Представлен анализ топливных композиций, которые рассматриваются в топливном цикле быстрого реактора естественной безопасности БР-1200 (БРЕСТ-1200) с пристанционной инфраструктурой ядерного топливного цикла, с точки зрения их привлекательности. Объектом исследования являются простейшие системы в виде сфер, содержащие ядерные материалы топливного цикла быстрого реактора БР-1200 без отражателей нейтронов и окруженные такими отражателями из различных материалов. При этом для каждой такой системы определяется ее критическое состояние, для которого находятся основные свойства, характеризующие привлекательность ядерного материала с учетом материала отражателя и его толщины.

Ключевые слова: быстрый реактор БР-1200, привлекательность реакторного топлива для несанкционированного использования, нитрид урана, СНУП-топливо, критическая система с отражателем нейтронов, бериллий, вольфрам.

ВВЕДЕНИЕ

Химическая активность натриевого теплоносителя, который до настоящего времени рассматривался в качестве основного варианта для использования в быстрых реакторах, наводила ученых, работающих в области быстрых реакторов, на попытки найти другой теплоноситель для быстрых реакторов, который был бы инертен при контактах с воздухом и водой. Такой теплоноситель и проект быстрого реактора был предложен группой исследователей во главе с В.В. Орловым и Е.О. Адамовым. Проект получил название БРЕСТ – быстрый реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем и плотным мононитридным топливом мощностью 1200 МВт(э). Этот проект разрабатывается с конца 1980-х гг. после специального конкурса, объявленного ГКНТ СССР. Позже проект получил название «Прорыв», в рамках которого разрабатывался также опытно-демонстрационный реактор меньшей мощности БРЕСТ-ОД-300. Концепция проекта «Прорыв» вобрала в себя все основные достижения в области быстрых реакторов, что, по мнению разработчиков, позволяет обеспечить безопасность быстрого реактора на детерминистическом уровне.

Также была разработана концепция пристанционного ядерного топливного цикла, обеспечивающая его замыкание, утилизацию младших актинидов и минимизацию радиоактивных отходов.

Для экспериментального обоснования основных технических решений, принимаемых в проекте «Прорыв», принято решение о сооружении на площадке Сибирского химического комбината в г. Северске опытно-демонстрационного энергокомплекса (ОДЭК) в составе реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 с пристанционным ядерным топливным циклом [1].

Несколько лет тому назад профессор В.В. Орлов выдвинул и обосновал идею запуска быстрых реакторов на обогащенном уране с постепенным вовлечением в топливный цикл плутония и младших актинидов, которые образуются в урановом топливе в процессе его облучения в реакторе. При достижении равновесного состава топлива после определенного количества кампаний реактор будет работать на собственно возобновляемом уран-плутониевом топливе с коэффициентом воспроизводства, приблизительно равным единице.

С одной стороны, залежи дешевого урана, разведанные к настоящему времени, вполне достаточны для функционирования атомной энергетики на длительный период при имеющихся сравнительно невысоких темпах ее развития. И, как представляется, запуск быстрых реакторов на урановом топливе не приведет к дефициту урана. Однако, с другой стороны, такой подход полностью игнорирует накопленные и все увеличивающиеся объемы ОЯТ тепловых реакторов, которые требуют своего решения в системе атомной энергетики. Кроме того, на начальном этапе использования уранового топлива в активной зоне реактора накапливается плутоний с небольшим содержанием четных изотопов [2, 3 – 6]. В итоге получается, что, отказавшись от внешних бланкетов в концепции реакторов БРЕСТ по причине накопления в них «опасного» с точки зрения нераспространения ядерного оружия плутония, накопление такого плутония переносится в активную зону с гораздо большим темпом по сравнению с бланкетами. Эта проблема требует дальнейшего детального изучения.

В работе анализируется привлекательность топливных композиций быстрого реактора БР-1200. В качестве таких композиций для старта БР-1200 рассмотрены урановое нитридное топливо и смешанное нитридное уран-плутониевое (СНУП) топливо. Расчетные исследования основных характеристик сферических систем, содержащих топливные композиции рассматриваемого реактора, без отражателя

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

нейтронов и при наличии такого отражателя из разных материалов проводились с использованием компьютерного кода MMKKENO с системой константного обеспечения ABBN 93.

Все данные по загрузкам реактора БР-1200 и по концентрациям изотопов в рассматриваемых топливных композициях, которые использовались для данных исследований, были любезно предоставлены начальником отдела главного конструктора ЧУ ИТЦП «Прорыв» В.Н. Леоновым, за что авторы работы выражают ему свою искреннюю благодарность.

О НЕКОТОРЫХ АСПЕКТАХ КОМПЛЕКСНОГО ПРОЕКТА «ПРОРЫВ»

Разработка и обоснование проекта быстрого реактора БР-1200 находится в настоящее время в заключительной стадии. Новым и по существу инновационным решением в этом реакторе является использование плотного мононитридного топлива и свинцового теплоносителя, что позволяет обеспечить равновесный состав топлива. В энергоблоке предусматривается двухконтурная схема отвода тепла от реактора, при этом рассматривается вариант с критическими параметрами водяного пара, направляемого на турбину.

Проект «Прорыв» является комплексным, в котором предусмотрена не только разработка АЭС, в состав которой могут входить один или несколько быстрых реакторов, но и вся инфраструктура замкнутого ядерного топливного цикла. Это позволяет сократить время и маршруты транспортировки ядерных материалов, что повышает радиационную и физическую безопасность таких транспортировок. В конечном счете будут сокращены и затраты на транспортировку ядерных материалов. Действительно, транспортировка ядерных материалов внутри охраняемой площадки в стороне от населенных пунктов минимизирует риск заражения населения и среды обитания в случае нештатных ситуаций с выбросом радиоактивности. По этой же причине обеспечивается практически абсолютная физическая защита, а значит, и сохранность ядерных материалов, поскольку нельзя исключить полностью возможные попытки их хищений криминальными и (или) субнациональными группировками при транспортировке таких материалов по общедоступным маршрутам [7 – 11].

С другой стороны, по мнению известного специалиста в области ядерного оружия академика Е.Н. Аврорина, сосредоточение всех необходимых производств ЯТЦ на одной площадке может содержать в себе риск сговора «нечистых» помыслами работников с членами криминальных и (или) террористических организаций с целью производства незаявленных материалов. В этом случае особо важное значение имеет отбор и контроль персонала для работы внутри такой охраняемой площадки, т. е. человеческий фактор.

Отличительной особенностью проекта является концепция «естественной безопасности». Под этим понятием подразумевается обеспечение ядерной и радиационной безопасности за счет использования природных законов и свойств используемых материалов, что позволит достичь убедительно прогнозируемой безопасности на детерминистском уровне. Это понятие в атомной энергетике широко используется уже несколько десятилетий и в нормативной технической документации называется «внутренней самозащищенностью» [12]. Концепцию «естественной безопасности» можно рассматривать в качестве развития устойчивого направления в конструировании ядерных реакторов, возможно, качественного прорыва в этом направлении [13, 14].

Сочетание природных свойств свинцового теплоносителя, мононитридного топлива, физических характеристик быстрого реактора, конструкторских решений ак-

тивной зоны и контуров охлаждения выводит БР-1200 на качественно новый уровень безопасности и обеспечивает его устойчивость (ядерную безопасность) без срабатывания активных средств аварийной защиты в крайне тяжелых авариях, не преодолимых ни одним из существующих и проектируемых реакторов: самоход всех органов регулирования; отключение (заклинивание) всех насосов первого и второго контуров; разгерметизация корпуса ректора; разрыв трубопроводов второго контура по любому сечению или трубок парогенератора; наложение различных аварий; неограниченное по времени расхолаживание при полном отключении питания и т.д. [15, 16].

Даже предельные аварии диверсионного происхождения с разрушением внешних барьеров (здания реактора, крышки корпуса и др.) не приводят к радиоактивным выбросам, требующим эвакуации населения и длительного отчуждения земли.

ИСХОДНЫЕ ПРЕДПОСЫЛКИ

Привлекательность ядерных материалов определяется, в первую очередь, их внутренне присущими ядерно-физическими свойствами, которые позволяют осуществить самоподдерживающуюся цепную реакцию деления [17, 18]. Для анализа привлекательности рассматриваются ядерно-физические свойства исследуемых материалов, которые могут быть выражены численно в виде следующих параметров: критическая масса M ; собственный нейтронный фон N_f ; тепловыделение T_B ; активность (радиоактивность) A [19].

Исследования привлекательности топливных композиций реактора БР-1200 проводились расчетным путем с использованием простейших сферических систем, содержащих топливные композиции этого реактора. В качестве топливных композиций были рассмотрены нитридное урановое топливо и смешанное нитридное уран-плутониевое топливо, содержащее младшие актиниды. В качестве материала отражателя нейtronов в этих системах рассматривались бериллий и вольфрам. Толщина отражателя для каждой такой системы была принята равной 10 см. При этом для каждой системы находилось ее критическое состояние и для этого состояния вычислялись все указанные параметры топливных композиций.

Для количественных расчетов физических характеристик топливных композиций реактора БР-1200 были получены их изотопные составы для следующих состояний: начальное состояние работы реактора (свежая загрузка и выгрузка после первой полной кампании топлива); установившееся состояние работы реактора (начало микрокампании топлива (после перегрузки) и конец микрокампании топлива (перед перегрузкой)).

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ УРАНОВОЙ ТОПЛИВНОЙ КОМПОЗИЦИИ

Для получения изотопного состава уранового нитридного топлива для рассматриваемых состояний работы реактора БР-1200 был предложен несколько упрощенный вариант работы реактора по следующей схеме: начиная со стартовой загрузки топлива реактор отрабатывает первую кампанию 1500 эфф. суток, после чего отработавшее топливо выгружается из реактора для сравнительно короткого времени охлаждения в водяном бассейне и затем направляется на переработку, после переработки основные выделенные материалы поступают на установку изготовления нового топлива, загружаемого в следующую активную зону, конструкция которой адаптирована для работы с топливом, состав которого получается после переработки топлива, выгруженного из предыдущей активной зоны, и т.д. Таким образом, каждая активная зона этой цепочки работает на топливе своего собственного состава. Первая активная зона (первая кампания) загружалась только нитридом обогащенного урана, следующая адаптирована (вторая кампания) к работе на регенерате отработавшего ядерного топ-

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

лива (ОЯТ) из первой активной зоны, следующая – на регенерате ОЯТ из второй активной зоны и т.д. до достижения близкого к равновесному составу уран-плутониевого топлива. Под термином «топливо равновесного состава» подразумевалось уран-плутониевое топливо, в котором при работе быстрого реактора состав и масса плутония остаются практически неизменными, точнее, меняются настолько незначительно, что связанное с выгоранием топлива и накоплением продуктов деления (ПД) изменение реактивности реактора имеет минимальный выбег.

Для стартовой загрузки (первая кампания) содержание ^{235}U было подобрано, равным 12,0 % при эффективной плотности уранового нитридного топлива 12 г/см³. Высота топливного столба составила 115 см. Варьируемыми параметрами при переходе от урановой к уран-плутониевой загрузке являлись геометрия активной зоны (высота топливного столба) и содержание делящихся компонентов в топливной загрузке. В активной зоне с составом, близким к равновесному (примерно 8 – 9 кампания), высота топливного столба составила 75 см.

Таблица 1
Изотопный состав уранового нитридного топлива реактора БР-1200, кг

Состав топлива	Начальное состояние работы реактора		Установившееся состояние работы реактора ^{*)}	
	Свежая загрузка	Выгрузка	Начало микрокампании	Конец микрокампании
U-234	–	1,45		1,36
U-235	11865,55	7959,00	82,67	43,65
U-236	–	756,04		7,42
U-238	88131,09	83527,36	56872,23	52129,15
Pu-238		3,86	45,13	52,10
Pu-239		3157,45	5756,01	5957,51
Pu-240		138,68	2045,29	2241,58
Pu-241		4,23	251,16	281,66
Pu-242		0,09	66,21	84,87
Am-241		0,21	66,1	79,27
Am-243				7,70
Np-237		38,53	37,33	37,55
Другие актиниды		8,89		16,40
FP35		4400,85		4281,93
N	5890,81	5890,81	3833,82	3833,82
Всего	105887,45	105887,45	69055,95	69055,95

^{*)} При старте с уранового топлива достигается после девяти полных кампаний топлива. Изотопные составы приведены для девятой кампании топлива

В таблице 1 представлен изотопный состав топливной композиции реактора БР-1200 при стартовой загрузке обогащенным нитридом урана.

Анализируя данные, приведенные в таблице, необходимо обратить внимание на изотопный состав плутония в выгружаемом урановом топливе после первой кампании в активной зоне. Содержание ^{239}Pu составляет 96%. В последующих нескольких кампаниях топлива содержание ^{239}Pu снижается, но все же остается величиной, близкой к изотопному составу оружейного плутония.

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ УРАН-ПЛУТОНИЕВОЙ ТОПЛИВНОЙ КОМПОЗИЦИИ

Для стартовой загрузки реактора на уран-плутониевом топливе на начальном этапе до получения первой партии собственного регенерированного топлива рассматривается смесь нитридов обедненного урана и энергетического

плутония ($U\text{-Pu-MA}$)N. При этом предполагается использовать плутоний вместе с младшими актинидами (МА), которые выделяются при переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) тепловых реакторов ВВЭР после двадцатилетней выдержки последнего.

Доля ^{235}U в обедненном уране принималась равной 0,1%. Усредненная в твэле по столбу таблеток плотность нитридного топлива в стартовой загрузке принималась равной $11,8 \text{ г}/\text{см}^3$ при 20°C , а содержание Pu+MA в топливе 14,1% (по тяжелым атомам). В установившемся режиме перегрузок в свежезагружаемых ТВС используется переработанное топливо плотностью $11,8 \text{ г}/\text{см}^3$ с суммарным содержанием плутония и младших актинидов (Pu+MA) в топливе 14,0%.

В установившемся режиме перегрузок при работе реактора с составом топлива, близким к равновесному, при длительности кампании 1500 эффективных суток достигается среднее выгорание за кампанию 7,02 % тяж. ат. Максимальное (локальное) выгорание топлива за кампанию составляет 10,65 % тяж. ат.

В таблице 2 представлен изотопный состав топлива реактора БР-1200 для стартовой загрузки СНУП-топливом.

Таблица 2

Изотопный состав СНУП-топлива реактора БР-1200, кг

Состав топлива	Начальное состояние работы реактора	Установившееся состояние работы реактора	
		Начало микрокампании	Конец микрокампании
U-234	2,52	–	1,29
U-235	54,22	17,24	8,72
U-236	3,39	–	1,64
U-238	52301,86	17440,68	15925,21
Pu-238	101,65	49,79	45,11
Pu-239	5407,54	1799,36	1852,75
Pu-240	1852,86	710,21	754,39
Pu-241	352,06	96,88	100,68
Pu-242	357,86	105,59	99,55
Am-241	507,75	72,19	55,27
Am-242m	–	–	2,64
Am-243	–	–	10,51
Np-237	8,51	8,98	10,38
Np-239	–	–	2,50
Cm-242	–	–	2,57
Cm-243	–	–	0,24
Cm-244	–	–	1,33
Cm-245	–	–	0,06
FP39	–	–	1426,08
N	3582,11	1193,19	1193,19

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК КРИТИЧЕСКИХ СИСТЕМ С ТОПЛИВНЫМИ КОМПОЗИЦИЯМИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА БР-1200

Нейтронно-физические параметры топливных композиций быстрого реактора БР-1200 рассчитывались с использованием простейших сферических сборок, не имеющих отражателей нейтронов и с отражателями нейтронов. В качестве материала отражателей нейтронов рассматривались бериллий (Be) и вольфрам (W) толщиной 10 см для всех рассмотренных вариантов.

Результаты расчетов для начального и установившегося состояний работы реактора приведены в табл. 3 – 6.

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Таблица 3

Характеристики критических систем с урановым нитридным топливом для начального (стартового) состояния работы реактора

Параметр	Загрузка			Выгрузка		
	Без отражателя	С отражателем		Без отражателя	С отражателем	
		Be	W		Be	W
		10 см	10 см		10 см	10 см
R_{kp} , см	52,7	36,4	45,0	50,6	38,5	44,3
M_{kp} , кг	7357	2424	4580	6512	2868	4370
$H\Phi$, н/с	$7,92 \cdot 10^4$	$2,61 \cdot 10^4$	$4,93 \cdot 10^4$	$9,02 \cdot 10^6$	$3,97 \cdot 10^6$	$6,06 \cdot 10^6$
ТВ, Вт	0,093	0,031	0,059	554	244	372
A , Ки	3,64	1,20	2,26	$4,28 \cdot 10^4$	$1,88 \cdot 10^4$	$2,87 \cdot 10^4$

Таблица 4

Характеристики критических систем с урановым нитридным топливом для установившегося состояния работы реактора

Параметр	Начало микрокампании			Конец микрокампании		
	Без отражателя	С отражателем		Без отражателя	С отражателем	
		Be	W		Be	W
		10 см	10 см		10 см	10 см
R_{kp} , см	40,4	21,5	32,5	39,7	31,0	34,4
M_{kp} , кг	3314	500	1726	3145	1497	2046
$H\Phi$, н/с	$1,07 \cdot 10^8$	$0,16 \cdot 10^8$	$0,55 \cdot 10^8$	$1,12 \cdot 10^8$	$0,54 \cdot 10^8$	$0,73 \cdot 10^8$
ТВ, Вт	$2,71 \cdot 10^3$	$0,41 \cdot 10^3$	$1,41 \cdot 10^3$	$2,90 \cdot 10^3$	$1,38 \cdot 10^3$	$1,89 \cdot 10^3$
A , Ки	$1,26 \cdot 10^6$	$0,19 \cdot 10^6$	$0,66 \cdot 10^6$	$1,35 \cdot 10^6$	$0,64 \cdot 10^6$	$0,88 \cdot 10^6$

Таблица 5

Характеристики критических систем со СНУП-топливом для начального состояния работы реактора

Параметр	Загрузка		
	Без отражателя	С отражателем	
		Be	W
		10 см	10 см
R_{kp} , см	39,35	28,30	33,37
M_{kp} , кг	3012	1120	1837
$H\Phi$, н/с	$1,24 \cdot 10^8$	$4,60 \cdot 10^7$	$7,55 \cdot 10^7$
ТВ, Вт	$6,21 \cdot 10^3$	$2,31 \cdot 10^3$	$3,79 \cdot 10^3$
A , Ки	$1,73 \cdot 10^6$	$6,66 \cdot 10^5$	$1,09 \cdot 10^6$

Таблица 6

Характеристики критических систем со СНУП-топливом для установившегося состояния работы реактора

Параметр	Начало микрокампании			Конец микрокампании		
	Без отражателя	С отражателем		Без отражателя	С отражателем	
		Be	W		Be	W
		10 см	10 см		10 см	10 см
R_{kp} , см	39,35	28,20	33,40	40,0	31,71	34,80
M_{kp} , кг	3012	1108	1842	3163	1576	2083
$H\Phi$, н/с	$1,39 \cdot 10^8$	$5,11 \cdot 10^7$	$8,50 \cdot 10^7$	$2,20 \cdot 10^9$	$1,09 \cdot 10^9$	$1,45 \cdot 10^9$
ТВ, Вт	$5,99 \cdot 10^3$	$2,20 \cdot 10^3$	$3,66 \cdot 10^3$	$6,33 \cdot 10^3$	$3,15 \cdot 10^3$	$4,17 \cdot 10^3$
A , Ки	$1,51 \cdot 10^6$	$5,55 \cdot 10^5$	$9,23 \cdot 10^5$	$8,40 \cdot 10^7$	$4,19 \cdot 10^7$	$5,53 \cdot 10^7$

Из представленных результатов можно сделать следующие выводы.

Урановое нитридное топливо для первой загрузки в реактор БР-1200 характеризуется довольно значительной величиной критической массы – более семи тонн. При этом, естественно, что остальные рассматриваемые здесь нейтронно-физические характеристики (нейтронный фон, тепловыделение и активность) имеют сравнительно небольшие значения, характерные для основных изотопов урана – ^{235}U и ^{238}U . Облученное топливо, выгружаемое из реактора уже после первой кампании, имеет меньшую критическую массу – порядка 6,5 тонн. При этом существенно возрастают величины остальных нейтронно-физических характеристик по сравнению со свежим загружаемым в реактор топливом. Такой рост на несколько порядков происходит за счет появления в урановом топливе плутония и младших актинидов. При использовании облученного топлива для последующих загрузок реактора количество накапливаемого в топливе плутония и младших актинидов увеличивается с кампаниями до некоторого квазистационарного состава топлива, принятого в исследованиях после девятой кампании реактора. При этом все рассматриваемые нейтронно-физические характеристики реакторного топлива остаются примерно постоянными. В данном случае при рассмотренном временном интервале, ограниченном девятью кампаниями топлива, эти характеристики остаются постоянными в пределах 5 – 7%.

Как и ожидалось, наличие простейшего отражателя нейтронов уменьшает критическую массу уранового топлива более чем на 60% при использовании в качестве материала отражателя бериллия толщиной 10 см и на 40% при использовании вольфрама. При этом наименьшее значение критической массы составляет почти 2,5 тонны для свежего уранового нитридного топлива. Соответственно уменьшению критической массы, благодаря наличию отражателя нейтронов, уменьшаются все остальные нейтронно-физические характеристики систем, включая нейтронный фон, тепловыделение, активность и мощность эквивалентной дозы облучения, хотя удельные характеристики, отнесенные к единице массы топливной композиции, остаются прежними, как и в системах без использования отражателей нейтронов [20].

Критическая масса смешанного нитридного уран-плутониевого топлива представляет собой также довольно значительную величину – около трех тонн как для свежей загрузки, так и для загрузок в установившемся состоянии работы реактора БР-1200.

Такая топливная композиция обладает довольно высоким нейтронным фоном, который к тому же увеличивается с выгоранием топлива.

Удельное тепловыделение этой топливной композиции составляет 2 Вт/кг и слабо меняется в процессе облучения в реакторе. Основной вклад в мощность эквивалентной дозы вносят гамма-источники, входящие в состав топливной композиции СНУП, – от 65 до ~ 90%. При этом мощность эквивалентной дозы облучения от свежего топлива превышает таковую от облученного топлива. По-видимому, это связано с тем, что в процессе облучения в реакторе происходит перераспределение основных изотопов, влияющих на мощность эквивалентной дозы облучения за счет их выгорания и трансмутации.

Наличие простейшего отражателя нейтронов в системе уменьшает критическую массу топливной композиции СНУП на 60% при использовании бериллия в качестве отражателя толщиной 10 см и на 40% при использовании вольфрама. При этом наименьшее значение критической массы для смешанного нитридного уран-плутониевого топлива составляет чуть более 1100 кг.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Анализ топливных композиций, которые рассматриваются для использования в быстром реакторе БР-1200 (нитрид обогащенного урана и смешанное нитридное уран-плутониевое топливо), показал, что из-за больших значений критической массы

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

топливные композиции реактора БР-1200 практически невозможно использовать для изготовления ядерных взрывных устройств, если не применять к ним дополнительной обработки в виде дообогащения урана до приемлемых значений и (или) выделения плутония в чистом виде. Выделение чистого плутония представляет собой операцию несомненно более легкую по сравнению с дообогащением урана по причине широкой доступности химических технологий. В этой связи запуск быстрых реакторов на обогащенном уране представляет собой существенный риск режиму нераспространения ядерного оружия по причине образования в первых кампаниях топлива плутония с небольшим содержанием высших изотопов.

Пристанционное размещение инфраструктуры ядерного топливного цикла в пределах единой охраняемой площадки позволяет сократить время и маршруты транспортировки ядерных материалов, необходимых для функционирования такого ядерно-энергетического комплекса. В конечном счете будет усиlena безопасность, а также сокращены затраты на транспортировку ядерных материалов. Действительно, при таком размещении топливного цикла исключается транспортировка ядерных материалов по общедоступным маршрутам, что повышает радиационную и физическую безопасность, исключая риск заражения населения и среды обитания в случае неподходящих ситуаций с выбросом радиоактивности и обеспечивая физическую защиту, а значит, и практически абсолютную сохранность ядерных материалов, поскольку нельзя исключить полностью возможные попытки их хищений криминальными и (или) субнациональными группировками при транспортировке таких материалов по общедоступным маршрутам, пролегающим зачастую по густонаселенным районам страны.

В то же время пристанционное размещение всей инфраструктуры ядерного топливного цикла может содержать в себе определенные риски с точки зрения сохранения режима нераспространения ядерного оружия и предотвращения ядерного терроризма. Эти вопросы требуют дальнейшего рассмотрения и изучения.

Литература

1. Интернет-ресурс
<http://www.riatomsk.ru/article/20151020/sooruzhenie-novejshego-reaktora-brest-300-seversk-2016>.
2. *Avrorin E.N., Chebeskov A.N.* Fast Reactors and Nuclear Nonproliferation. Proc. Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles «Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13)». – Paris, France, 4-7 March, 2013. – PP. 5-6.
3. *Chebeskov A.N., Decusar V.M.* Evaluation of the Scenario for Innovative Russian Nuclear Power development. Proc. 2007 ANS/ENS Int. Meeting «Making the Renaissance Real». – US, Washington DC, 11-15 September, 2007. – PP. 8-9.
4. *Chebeskov A.N., Butler J., Dyer J., Edmunds T., Jia J., Oussanov V.* Advances in Decision Analysis. – Cambridge University Press 2007. – PP. 489-513.
5. *Chebeskov A.N., Whitlock J., Bari R.* Status of the Gen-IV Proliferation Resistance and Physical Protection (PRPP) Evaluation Methodology. The IAEA International Safeguards Symposium, 20-24 October, 2014. – PP. 28-31.
6. *Chebeskov A.N., Kagramanyan V.S.* Role of the International Fuel Centers with Fast Reactors in Minimization of Proliferation Risk. Proc. 16th Pacific Basin Nuclear Conference (16PBNC). Oct. 13-18, 2008. Aomori, Japan. – PP. 7-8.
7. *Chebeskov A.N., Kagramanyan V.S.* International Nuclear Fuel Centers in Global Nuclear Power Infrastructure. Int. Workshop on Non-Proliferation Embedded at the XI Int. Conf. «Nuclear Safety & Nuclear Education». – Central Institute for Continuing Education & Training, Obninsk, Russia, Sep 30 - Oct 2, 2009. – PP. 7-8.
8. *Chebeskov A.N.* New Technological Platform of Nuclear Power. Int. Workshop «Multilateral Concepts of Nuclear Fuel Cycle in Asia Pacific». – The University of Tokyo, 26-27 October, 2009. – PP. 10-12.

9. Chebeskov A.N, Kagramanyan V.S. Role of the International Fuel Centers with Fast Reactors in Minimization of Proliferation Risk. Proc. of Global 2009. – Paris, France, September 6-11, 2009. – P. 8.
10. Chebeskov A.N, Poplavskaya E.V. International nuclear fuel cycle centers in the global infrastructure of nuclear power (Technological aspects of the problem). «Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09)», December 7-11, 2009, Kyoto, Japan. – PP. 7-8.
11. Chebeskov A.N., Poplavsky V.M. Status and Tends of Development of Fast Reactor Technology in the Russian Federation. Proc. 7th Tsuruga Int. Energy Forum, November 19-20, 2010. – Tsuruga, Fukui, Japan. – PP. 10-12.
12. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций – (ОПБ-88/97)(ПНАЭ Г-01-011-97). Основные термины и определения п.13. Интернет-ресурс https://ohranatruda.ru/ot_biblio/normativ/data_normativ/8/8253/
13. Ваганов А. Стратегически важный реактор // Независимая газета. – 2002. – Вып. 19 (3103).
14. Сила-Новицкий А. (НИКИЭТ). Быстрые реакторы для крупномасштабной ядерной энергетики). Интернет-ресурс <http://atominfo.ru>
15. Костин В.И. Нелегкий выбор. О задачах развития широкомасштабной гражданской атомной энергетики и проблеме выбора реакторных технологий для её реализации. Интернет-ресурс <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=911/>
16. Орлов В.В. Инициатива Президента Российской Федерации и долговременная стратегия Минатома России. По поводу статьи Н. Пономарева-Степного в журнале «Ядерный контроль», № 2, 2001 г. Интернет-ресурс <http://archive.li/cOunH>
17. Chebeskov A.N., Korobeynikov V.V., Kudryavtsev E.G., Tikhomirov B.B. Quantitative Approach to Evaluate Attractiveness of Nuclear Fuel Cycle Materials. Int. Conf. «Multilateral Technical and Organizational Approaches to the Nuclear Fuel Cycle Aimed at Strengthening the Non-proliferation Regime». Moscow, 13-15 July, 2005. – PP. 2-3.
18. Carson Mark J. Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium. // Science&Global Security. –1993. – No. 4. – PP. 111-128.
19. Waltar Alan E., Todd Donald R., Tsvetkov Pavel V. Fast Spectrum Reactors. – Springer Science + Business Media, LLC 2012. – PP. 64-66.
20. Глесстон С., Эдлунд М. Основы теории ядерных реакторов. – М.: Издательство иностранной литературы, 1954. – С. 148-155.

Поступила в редакцию 30.09.2016 г.

Авторы

Львова Евгения Михайловна, младший научный сотрудник

E-mail: evgen@ippe.ru

Чебесков Александр Николаевич, главный научный сотрудник, др. техн. наук,

E-mail: chebes@ippe.ru.

UDC 621.039.51

ANALYSIS OF ATTRACTIVENESS OF NUCLEAR MATERIALS AS APPLIED TO THE ON-SITE FUEL CYCLE OF NATURALLY SAFE FAST REACTORS

Lvova E.M., Chebeskov A.N.

JSC «SSC RF-IPPE». 1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

By now, a fairly stable concept of «attractiveness of nuclear materials» has been formed in scientific literature. This term implies that nuclear materials which are in the civil fuel cycle may be used for making primitive nuclear explosive devices or even nuclear weapon. This concept serves as a comparative analysis of various nuclear materials for their possible unauthorized application. Attractiveness of nuclear materials is primarily defined by their nuclear physical properties, i.e., properties inherent in these materials. First of all, these properties include the capability of the considered material to produce a self-sustaining chain reaction. Otherwise, this material will be absolutely unattractive for the above-mentioned purposes. Besides this main property, important characteristics of nuclear materials influencing their attractiveness are the neutron background and heat emission. This paper presents an analysis of fuel compositions in the fuel cycle of naturally safe BR-1200 fast reactors (BREST-1200) with an on-site NFC infrastructure in terms of their attractiveness. The objects of research are the elementary systems in the form of spheres containing nuclear materials of the BR-1200 fast reactor fuel cycle without neutron reflectors and surrounded with such reflectors made from various materials. At the same time, for each system its critical state is defined and the main properties characterizing the attractiveness of nuclear materials are calculated, taking into account materials and thicknesses of the neutron reflectors.

Key words: BR-1200 fast reactor, attractiveness of reactor fuel for unauthorized applications, uranium nitride, mixed nitride uranium-plutonium fuel, critical system with neutron reflectors, beryllium, tungsten.

REFERENCES

1. Available at:
<http://www.riatomsk.ru/article/20151020/sooruzhenie-novejshego-reaktora-brest-300-seversk-2016> (in Russian).
2. Avrorin E.N., Chebeskov A.N. Fast Reactors and Nuclear Nonproliferation. Proc. Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles «Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13)», Paris, France, 4-7 March, 2013, pp. 5-6.
3. Chebeskov A.N, Decusar V.M. Evaluation of the Scenario for Innovative Russian Nuclear Power development. Proc. 2007 ANS/ENS Int. Meeting «Making the Renaissance Real», US, Washington DC, 11-15 September, 2007, pp. 8-9.
4. Chebeskov A.N., Butler J., Dyer J., Edmunds T., Jia J., Oussanov V. *Advances in Decision Analysis*, Cambridge University Press 2007, pp. 489-513.
5. Chebeskov A.N, Whitlock J., Bari R. Status of the Gen-IV Proliferation Resistance and Physical Protection (PRPP) Evaluation Methodology. The IAEA Int. Safeguards Symp., 20-24 Octr, 2014, pp. 28-31.
6. Chebeskov A.N, Kagramanyan V.S. Role of the International Fuel Centers with Fast Reactors in Minimization of Proliferation Risk. Proc. 16th Pacific Basin Nuclear Conf. (16PBNC). Oct 13-18, 2008. Aomori, Japan, pp. 7-8.
7. Chebeskov A.N, Kagramanyan V.S. International Nuclear Fuel Centers in Global Nuclear

- Power Infrastructure. Int. Workshop on Non-Proliferation Embedded at The XI Int. Conf. «Nuclear Safety&Nuclear Education». Ochninsk, Russia, Sep 30 – Oct 2, 2009. Ochninsk. Central Institute for Continuing Education&Training Publ., 2009, pp.7-8.
8. Chebeskov A.N. New Technological Platform of Nuclear Power. Int. Workshop «Multilateral Concepts of Nuclear Fuel Cycle in Asia Pacific». The University of Tokyo, 26-27 Oct, 2009, pp.8-12.
9. Chebeskov A.N, Kagramanyan V.S. Role of the International Fuel Centers with Fast Reactors in Minimization of Proliferation Risk. Proc. of Global 2009, Paris, France, Sep 6-11, 2009, p. 8.
10. Chebeskov A.N, Poplavskaya E.V. International nuclear fuel cycle centers in the global infrastructure of nuclear power (Technological aspects of the problem). «Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09)», Dec 7-11, 2009, Kyoto, Japan, pp. 7-8.
11. Chebeskov A.N., Poplavsky V.M. Status and Tends of Development of Fast Reactor Technology in the Russian Federation. Proc. 7th Tsuruga Int. Energy Forum. Nov 19-20, 2010, Tsuruga, Fukui, Japan, pp. 10-12.
12. General provisions of safety of nuclear power plants –(OPB-88/97) (PNAEG-01-011-97). Basic terms and definitions, p.13. Available at:
https://ohranatruda.ru/ot_biblio/normativ/data_normativ/8/8253/ (in Russian).
13. Vaganov A. Strategically important reactor. *Nezavisimaya gazeta*. 2002, iss. 19 (3103) (in Russian).
14. Sila-Novitsky A. (NIKIET). Fast reactors for large-scale nuclear power. Available at:
<http://atominfo.ru> (in Russian).
15. Kostin V.I. Hard choice. About problems of development of large-scale civil nuclear power and a problem of the choice of reactor technologies for its realization. Available at:
<http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=911/> (in Russian).
16. Orlov V.V. Initiative of the President of the Russian Federation and long-term strategy of Ministry of Atomic Energy of Russia. Concerning N. Ponomarev-Stepny's article in the Nuclear Control journal. Available at: <http://archive.li/c0unH> (in Russian).
17. Chebeskov A.N., Korobeynikov V.V., Kudryavtsev E.G., Tikhomirov B.B. Quantitative Approach to Evaluate Attractiveness of Nuclear Fuel Cycle Materials. Int. Conf. «Multilateral Technical and Organizational Approaches to the Nuclear Fuel Cycle Aimed at Strengthening the Non-proliferation Regime» Moscow, 13-15 Jul, 2005, pp. 2-3.
18. Carson Mark J. Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium. *Science&Global Security*. 1993, no. 4, pp. 111-128.
19. Waltar Alan E., Todd Donald R., Tsvetkov Pavel V. Fast Spectrum Reactors. Springer Science + Business Media, LLC 2012, pp. 64-66.
20. Glasston S., Edlund M. Osnovy teorii yadernykh reaktorov [Foundations of the theory of nuclear reactors]. Moscow. Inostrannaya Literatura Publ., 1954, pp. 148-155 (in Russian).

Authors

L'vova Evgeniya Mikhajlovna, Junior Research Scientist
E-mail: evgen@ippe.ru

Chebeskov Aleksandr Nikolaevich, Principal Researcher, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: chebes@ippe.ru.

УДК 621.039.54(04)

РЕЗУЛЬТАТЫ ТРАНСМУТАЦИИ ОСКОЛКОВ ДЕЛЕНИЯ В СПЕКТРЕ НЕЙТРОНОВ ТЕПЛОВОГО И БЫСТРОГО РЕАКТОРОВ

Н.В. Иванов, Ю.А. Казанский, Г.В. Карпович

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д.1.*



Радиоактивность выгруженного отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) из реактора в течение первых сотен лет определяется осколками деления (ОД), в дальнейшем основной вклад в активность ОЯТ формируется актинидами. Существующие сценарии обращения с ОЯТ основываются на трансмутации малых актинидов (МА) в осколки деления в быстрых реакторах. Рассмотрены сценарии трансмутации осколков деления в спектрах тепловых и быстрых нейтронов и радиационные характеристики в зависимости от времени. Нуклидный состав осколков деления взят из результатов моделирования выгорания сборки 439GT (тип ТВСА) для ВВЭР-1000 в течение трех лет на комплексе МСУ-5. Полученные данные использовались для определения исходного состава нуклидов при разных выдержках перед началом трансмутации (облучения в потоках нейтронов) для программы ORIGEN2.

Приведены три варианта облучения осколков деления: трансмутация без выдержки, выдержка осколков деления четыре года перед облучением, выдержка 30 лет перед облучением. Длительность облучения выбрана равной трем и 15-ти годам. Эффективность трансмутации определялась с помощью зависящего от времени «коэффициента трансмутации», равного отношению радиоактивности нуклидов в процессе трансмутации и после ее окончания к их радиоактивности без трансмутации.

Рассчитанные коэффициенты трансмутации оказались заметными только во время облучения в реакторе: их значения достигали 5 – 10 и зависели только от длительности выдержки осколков деления перед началом трансмутации. После извлечения осколков деления из нейтронного потока коэффициент трансмутации в течение нескольких лет снижался до единицы. Еще через сотню лет после облучения в спектре нейтронов теплового реактора коэффициент трансмутации снижается до 0.8 – 0.5 в зависимости от длительности процесса трансмутации. После облучения в спектре нейтронов быстрого реактора в интервале 200 – 1000 лет наблюдается небольшой рост коэффициента трансмутации до значений 1.2 – 1.8 и затем после тысячи лет снижение до значений 0.9 – 0.7.

Основной вывод – специальное выжигание осколков деления не имеет смысла, поскольку незначительный выигрыш в радиоактивности (чуть менее чем в два раза) наступает через тысячу лет.

Индифферентность осколков деления к трансмутации частично можно объяснить долей стабильных нуклидов, которая увеличивается по мере

длительности хранения осколков деления. После окончания цикла использования топлива в нем среди осколков деления есть примерно 15% стабильных нуклидов, а через тридцать лет выдержки количество стабильных изотопов достигает 85%.

Ключевые слова: осколки деления, трансмутация, коэффициент трансмутации, радиоактивность.

ВВЕДЕНИЕ

Известно, что после выгрузки из реактора отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) его радиоактивность определяется, в основном, осколками деления, а после нескольких сотен лет хранения – актинидами (так называемыми малыми актинидами – не-птунием, америцием, кюрием). Опасность ОЯТ обусловлена возможностью выхода из него радиоактивных продуктов в окружающую среду и уровнем их радиоактивности. Поэтому решение проблемы с ОЯТ и радиоактивными отходами (РАО) находят в снижении вероятности выхода радиоактивных продуктов в окружающую среду и радиоактивности.

Три десятилетия назад тема снижения радиоактивности тяжелых ядер и осколков деления путем трансмутации была очень популярной. Суть трансмутации заключается в облучении радиоактивных материалов в реакторах (специальных и (или) энергетических). В результате облучения тяжелые ядра превращаются в осколки деления, которые, поглощая нейтроны, могут стать стабильными либо короткоживущими. Трансмутация осколков деления нашла отражение во многих публикациях, обзорах, семинарах и конференциях. Малая их часть отражена в [1 – 8].

По трансмутации осколков деления были получены следующие основные (по мнению авторов статьи) результаты:

- трансмутация РАО может быть реализована, поскольку в цепной реакции деления имеется запас «лишних» нейтронов [2, 4 – 6];
- условиям трансмутации в современных условиях (скорость поглощения нейтронов при облучении должна заметно превосходить скорость радиоактивного распада) соответствуют всего лишь около десятка осколков деления [2, 3, 5, 7];
- для заключения о целесообразности трансмутации осколков деления необходимо учитывать вероятность выхода радиоактивных продуктов в окружающую среду, радиоактивность дочерних нуклидов [3, 8].

В более поздних публикациях следует отметить экспериментальное изучение выживания двух долгоживущих нуклидов технеция и йода [9, 10].

В работе проведены расчеты коэффициентов трансмутации не для отдельных нуклидов, а для всех осколков деления (в том числе и для стабильных, поскольку маловероятно разделение радиоактивных и стабильных осколков деления). При этом полезно использовать предложенный в работе [8] коэффициент трансмутации ξ , который определен как отношение радиоактивности нуклидов (в процессе трансмутации и после ее окончания) к радиоактивности этих же нуклидов без трансмутации. Это отношение зависит от времени и может быть больше единицы (трансмутация вредна) и меньше единицы (трансмутация полезна). Зависимость коэффициента трансмутации в функции времени носит «биполярный» относительно единицы характер. Поэтому возникает проблема – можно ли в результате трансмутации «сегодня» допустить увеличение радиоактивности, чтобы «завтра» было ее снижение.

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ

Для трансмутации был выбран состав осколков деления в количестве 830-ти нуклидов, который получен в результате моделирования на комплексе MCU-PTR [11] выгорания в течение трех лет сборки 439GT (тип ТВСА) для ВВЭР-1000 [12]. В дальнейшем моделировалось облучение этого набора осколков деления в нейтронном потоке с использованием программы ORIGEN2 [13].

Программа ORIGEN2 имеет свою константную базу одногрупповых сечений для типовых спектров теплового и быстрого реакторов. Расчет производился на гомогенной модели с пространственно-однородным потоком нейтронов и без учета эффектов блокировки сечений. Поэтому расчеты коэффициентов трансмутации ξ_r носят приближенный характер.

Расчет проводился для двух спектров нейтронов – быстрого реактора ($\Phi = 3.65 \cdot 10^{15} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$) и теплового реактора ($\Phi = 3.65 \cdot 10^{14} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$).

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ КОЭФФИЦИЕНТОВ ТРАНСМУТАЦИИ

Моделирование облучения осколков деления выполнено для трех длительностей выдержки после выгрузки ОД из реактора: без выдержки ОД перед облучением; с выдержкой четыре года ОД перед облучением; с выдержкой перед облучением 30 лет. Для каждого из этих вариантов время непрерывного облучения в постоянной плотности потока нейтронов облучения составляло три года и 15 лет.

На рисунках 1 – 4 показаны зависимости от времени коэффициентов трансмутации ξ_r для теплового и быстрого спектров нейтронов. Для наглядности временные логарифмические шкалы смешены так, чтобы начало облучения начиналось при одинаковом времени при всех выдержках облучения, равном 0.04 года.

ВЫВОДЫ И ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

Рассчитанные коэффициенты трансмутации оказались заметными только во время нахождения осколков деления в реакторе: их значения достигают 5 – 10 и зависят только от длительности выдержки осколков деления перед началом трансмутации. Чем длительнее выдержка, тем больше значение коэффициента трансмутации. Это, скорее всего, коррелирует с долей стабильных осколков деления, которая при выдержке 30 лет составляет около 85%, а при нулевой длительности выдержки – всего лишь около 15%. После извлечения осколков деления из нейтронного потока коэффициент трансмутации в течение нескольких лет снижается до единицы. Еще через сотню лет после облучения в спектре нейтронов теплового реактора коэффициент трансмутации снижается до 0.5 – 0.8. При этом четко просматривается тенденция – чем длительнее облучение, тем больше выигрыш в результате трансмутации.

После облучения в спектре нейтронов быстрого реактора в интервале 100 – 800 лет наблюдается небольшой рост коэффициента трансмутации до значений 1.2 – 1.8 и затем после тысячи лет снижение до значений 0.9 – 0.7. Источником увеличения коэффициента трансмутации оказывается ^{151}Sm с заметным вкладом в радиоактивность после 200 лет. Вблизи 500 лет содержание этого изотопа в ОД, облученных в быстром спектре, в 4.4 раза больше, чем у ОД, находящихся в хранилище без облучения, а вклад в общую активность ОД составляет 44.9%, тогда как среди необлученных ОД ^{151}Sm дает только 14.6%. Данный эффект не наблюдается в случае облучения ОД в тепловом спектре из-за большого сечения радиационного захвата ^{151}Sm ($\sim 1.2 \cdot 10^4$ барн) в тепловой области энергий, что приводит к меньшему накоплению ^{151}Sm в облучаемых в тепловом спектре ОД.

Подробное рассмотрение полученных результатов позволяет полагать, что специальное выжигание осколков деления не имеет смысла, поскольку незначительный выигрыш в радиоактивности не более чем в два раза наступает через тысячу лет. Кроме того, вероятность выхода из-под контроля при изготовлении и облучении осколков деления больше, чем при хранении этих же осколков деления в хранилищах.

Были сделаны оценки коэффициентов трансмутации для осколков деления после 30-летней выдержки при условии их отделения от стабильных осколков деления. В этом случае, как и следовало ожидать, после 1000 лет коэффициент трансмутации снизился до значений 0,2 (в результате трансмутации радиоактивность снизилась в пять раз).

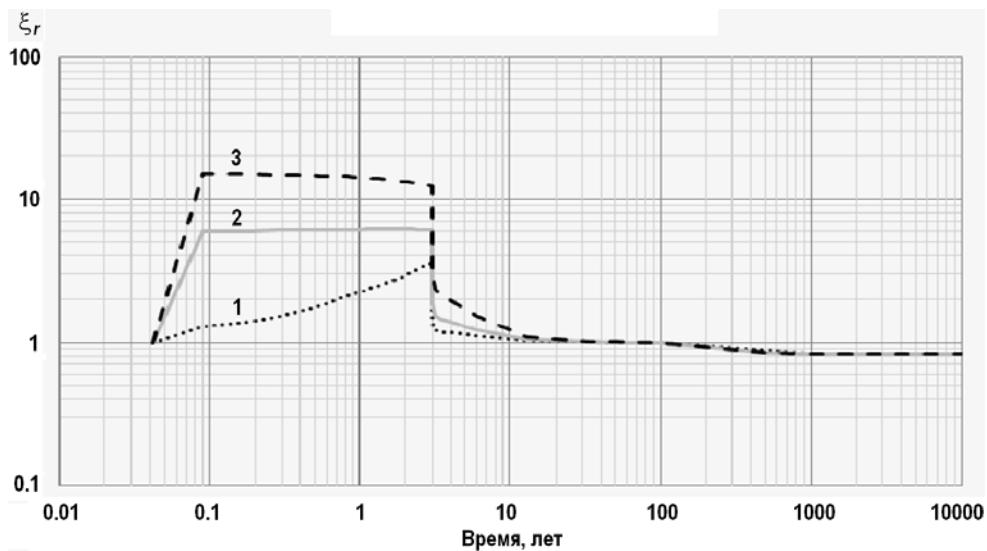


Рис. 1. Коэффициент трансмутации для осколков деления после выгрузки их из реактора: 1 – без выдержки перед облучением; 2 – с выдержкой четыре года; 3 – с выдержкой 30 лет (облучение в течение трех лет в тепловом спектре нейтронов)

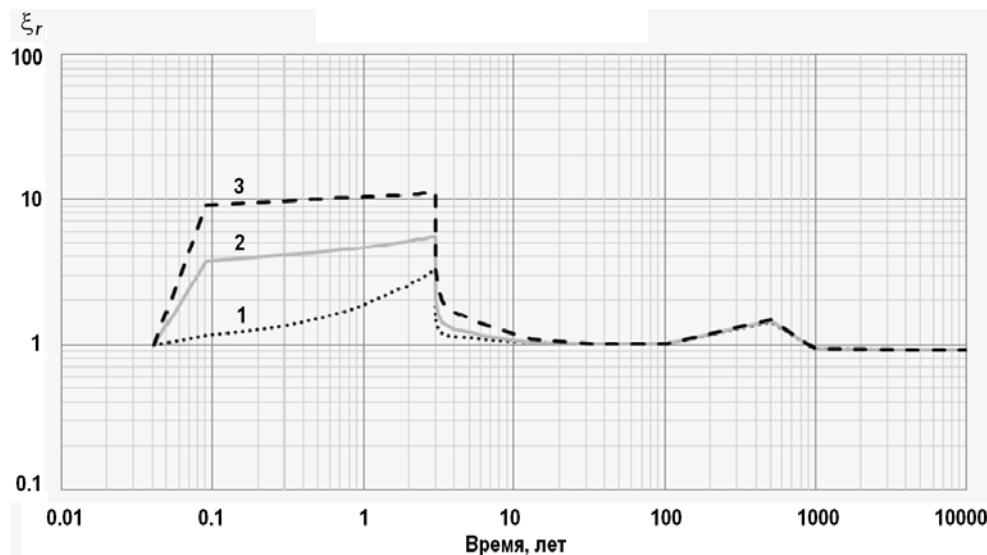


Рис. 2. Коэффициент трансмутации для осколков деления после выгрузки их из реактора: 1 – без выдержки перед облучением; 2 – с выдержкой четыре года; 3 – с выдержкой 30 лет (облучение в течение трех лет в быстром спектре нейтронов)

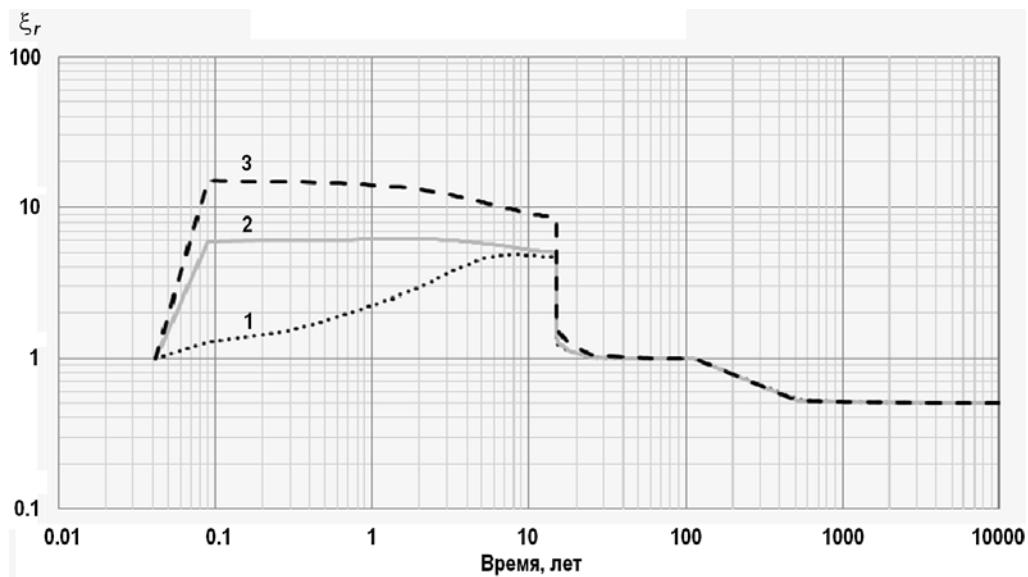


Рис. 3. Коэффициент трансмутации для осколков деления после выгрузки их из реактора: 1 – без выдержки перед облучением; 2 – с выдержкой четыре года; 3 – с выдержкой 30 лет (облучение в течение 15-ти лет в тепловом спектре нейтронов)

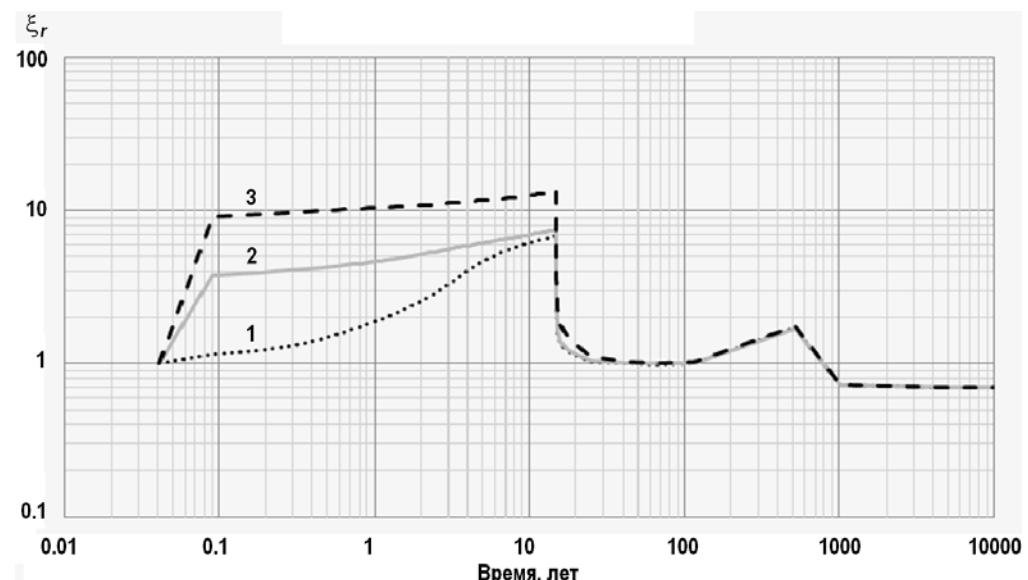


Рис. 4. Коэффициент трансмутации для осколков деления после выгрузки их из реактора: 1 – без выдержки перед облучением; 2 – с выдержкой четыре года; 3 – с выдержкой 30 лет (облучение в течение 15-ти лет в быстром спектре нейтронов)

Литература

1. Mukaiyama T., Gurji Y. Characteristics of minor actinides transmutation in minor actinide burner reactors and power reactor. First OECD/NEA Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Portioning and Transmutation. – Mito City (Japan); November 6 – 8, 1990. – PP. 326-346.
2. Salvatores M. The physics of transmutation for radioactive waste minimisation. The Frederic Joliot summer school in reactor physics. Cadarache, France, August 1998.
3. Казанский Ю.А., Дудкин А.И., Клинов Д.А. Трансмутация: мода или необходимость? // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1993. – №1. – С. 65-69.

4. Гай Е.В., Игнатюк А.В., Работнов Н.С., Шубин Ю.Н. Концепция обращения с долгоживущими ядерными отходами. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1994. – № 1. – С. 17-21.
5. Шмелев А.Н., Ансе В.А., Куликов Г.Г., Морин Д.В., Новиков А.Е. О трансмутации долгоживущих продуктов деления в ядерных установках. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1994. – № 1. – С. 30-37.
6. Slessarev I., Salvatores M. The potential of nuclear transmutation: «neutron economics» of critical reactors and hybrids. Proc. of the International Conference on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems. – Versailles (France); September 11-14. – 1995. – Vol. 1. – PP. 482-488.
7. Krivitski I.Yu. Actinide and Fission Product Burning in Fast Reactors with a Moderator. Proc. of the Int. Conf. On Future Nucl. Syst. GLOBAL-99. – USA, Jackson Hole, Wyoming. Aug 29 – Sep 3 1999.
8. Казанский Ю.А., Клинов Д.А. Эффективность трансмутации осколков деления // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – № 4. – С. 38-46.
9. Yang W.S., Kim Y., Hill R.N., Taiwo T.A. and Khalil H.S. Long-Lived Fission Product Transmutation Studies. // Nuclear Science and Engineering. – 2004. – Vol. 146. – PP. 291-318.
10. Kun Liu, Hongchun Wu, Liangzhi Cao, Youqi Zheng. Studies on LLFP transmutation in a pressurized water reactor. // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2013. – Vol. 50. – No. 6. – PP. 581-598.
11. Гуревич М.И., Шкаровский Д.А. Расчет переноса нейтронов методом Монте-Карло по программе MCU. / Учеб. пособие. – М.: НИЯУ МИФИ, 2012. – 154 с.
12. Lotsch T., Khalimonchuk V., Kurchin A. Proposal of a benchmark for core burnup calculations of a VVER-1000 reactor core. AER Symposium on VVER Reactor Physics and Reactor Safety. – Varna (Bulgaria); Oct 21 – 25 2009. – P. 57.
13. Croff A.G. A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code. – Oak Ridge National Lab., TN (USA). July, 1980. – 196 p. Электронный ресурс:
https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:11560149 (дата доступа 02.02.2017).

Поступила в редакцию 01.04.2017 г.

Авторы

Иванов Николай Витальевич, аспирант
E-mail: ivanovnik100@gmail.com

Казанский Юрий Алексеевич, профессор, доктор физ.-мат. наук
E-mail: kazansky@iate.obninsk.ru

Карпович Глеб Владиславович, аспирант
E-mail: gleb3452006@rambler.ru

THE RESULTS OF THE TRANSMUTATION OF FISSION FRAGMENTS IN THE SPECTRUM OF NEUTRONS OF THERMAL AND FAST REACTORS

Ivanov N.V., Kazansky Yu.A., Karpovich G.V.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU «MEPhI»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

The radioactivity of discharged spent nuclear fuel (SNF) from the reactor during the first hundred years is determined by fission fragments (FF), subsequently actinides contribute the main to the activity of SNF. Actual scenarios for SNF management are based on the transmutation of minor actinides (MA) into fission fragments in fast reactors. The scenarios of transmutation of fission fragments in a thermal neutron spectrum and fast neutron spectrum and the radiation characteristics as a function of time are considered. The nuclide composition of the fission fragments is based on results of modeling the burnup of the assembly 439GT (TVSA type) for VVER-1000 over three years on the MCU-5 complex. The data obtained was used to determine the initial composition of nuclides at different exposures before the initiation of transmutation (irradiation in neutron fluxes) for the ORIGEN2 program.

Three possible ways of irradiation of fission fragments are given: transmutation without cooling, cooling of fission fragments for four years before irradiation, cooling for 30 years before irradiation. The duration of irradiation was chosen equal to 3 and 15 years. Transmutation efficiency is determined by a time-dependent «coefficient of transmutation» equal to the ratio of radioactivity of nuclides in the process of transmutation and after its termination to their radioactivity without transmutation.

The coefficients of transmutation were noticeable only during irradiation in the reactor: their values reached 5 – 10 and depended on the duration of the fission fragments cooling before the beginning of transmutation. After the extraction of fission fragments from the neutron flux, the coefficient of transmutation was reduced to one within several years. A hundred years after irradiation in the thermal neutron spectrum, the coefficient of transmutation is reduced to 0.8 – 0.5, depending on the duration of the transmutation process. After irradiation in the fast neutron spectrum in the interval 200 – 1000 years, a slight increase in the transmutation coefficient to values 1.2 – 1.8 is observed and then after a thousand years decrease to values of 0.9 – 0.7.

The main conclusion is a special burning of fission fragments does not make sense, because non-significant gain in radioactivity (a little less than double) comes after the thousand years.

The indifference of fission fragments to transmutation can be explained by the fraction of stable nuclides, which increases with the duration of storage of fission fragments. After the end of the cycle of fuel use, there are approximately 15% of stable nuclides among the fission fragments, and after thirty years of aging, the amount of stable isotopes reaches 85%.

Key words: fission products, transmutation, transmutation coefficient, radioactivity.

REFERENCES

1. Mukaiyama T., Gurji Y. Characteristics of minor actinides transmutation in minor actinide burner reactors and power reactor. First OECD/NEA Information Exchange

- Meeting on Actinide and Fission Product Portioning and Transmutation. Mito City (Japan); Nov 6 – 8, 1990; pp. 326-346.
2. Salvatores M. The physics of transmutation for radioactive waste minimisation. The Frederic Joliot summer school in reactor physics. Cadarache, France, August 1998.
3. Kazansky Yu.A., Dudkin A.I., Klinov D.A. *Transmutacija: moda ili neobhodimost'*? [Transmutation: fashion or necessity?] *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 1993, no. 1, pp. 65-69 (in Russian).
4. Gay E.V., Ignatyuk A.V., Rabotnov N.S., Shubin Yu.N.. *Koncepciya obrashcheniya s dolgozhivushchimi yadernymi othodami* [Concept treatment of long-lived nuclear waste management]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 1994, no. 1, pp. 17-21 (in Russian).
5. Shmelev A.N., Apse V.A., Kulikov G.G., Morin D.V., Novikov A.E. *O transmutacii dolgozhivushhih produktov deleniya v yadernyh ustankovakh* [On the transmutation of long-lived fission products in nuclear facilities]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 1994, no. 1, pp. 30-37 (in Russian).
6. Slessarev I., Salvatores M. The potential of nuclear transmutation: «neutron economics» of critical reactors and hybrids. Proc. of the International Conference on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems. Versailles (France); Sep 11 – 14 1995, v. 1, pp. 482-488.
7. Krivitski I.Yu. Actinide and Fission Produuct Burning in Fast Reactors with a Moderator. Proc. of the Int. Conf. On Future Nucl. Syst. GLOBAL-99. USA, Jackson Hole, Wyoming. Aug 29 – Sep 3 1999.
8. Kazansky Yu.A., Klinov D.A. *Effektivnost' transmutacii oskolkov deleyniya* [Transmutation Efficiency of Fission Fragments.] *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2000, no. 4, pp. 38-46 (in Russian).
9. Yang W. S., Kim Y., Hill R. N., Taiwo T. A. and Khalil H. S. Long-Lived Fission Product Transmutation Studies. *Nuclear Science and Engineering*. 2004, v. 146, pp. 291-318.
10. Kun Liu, Hongchun Wu, Liangzhi Cao, Youqi Zheng. Studies on LLFP transmutation in a pressurized water reactor. *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2013, v. 50, no. 6, pp. 581-598.
11. Gurevich M.I., Shkarovsky D.A. *Raschet perenosa nejtronov metodom Monte-Karlo po programme MCU* [Calculation of neutron transport by the Monte Carlo method according to the program of the MCU]. Moscow. NRNU MEPhI Publ., 2012. 154 p. (in Russian).
12. Lotsch T., Khalimonchuk V., Kurchin A. Proposal of a benchmark for core burnup calculations of a VVER-1000 reactor core. AER Symposium on VVER Reactor Physics and Reactor Safety; Varna (Bulgaria); Oct 21 – 25 2009; p. 57.
13. Croff A.G. A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code. Oak Ridge National Lab., TN (USA). July, 1980; 196 p.
Available at: https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:11560149 (accessed 02.02. 2017).

Authors

Ivanov Nikolay Vital'evich, PhD Student
E-mail: ivanovnik100@gmail.com

Kazansky Yurij Alekseevich, Professor, Dr. Sci (Phys.-Math.)
E-mail: kazansky@iate.obninsk.ru

Karpovich Gleb Vladislavovich, Postgraduate Student
E-mail: gleb3452006@rambler.ru

ТЕРМИЧЕСКАЯ СВАРКА АЛЮМИНИЕВОЙ СКОЛЬЗЯЩЕЙ ОПАЛУБКИ, ПРИМЕНЯЕМОЙ НА СТРОИТЕЛЬСТВЕ АЭС, С ВОЗДЕЙСТВИЕМ УЛЬТРАЗВУКА

С.И. Минин

*Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ «МИФИ»
249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д.1*



Важной задачей в сварочном производстве является повышение прочности, надежности и долговечности сварных конструкций. Существенное влияние оказывают остаточные напряжения. Неравномерный разогрев изделия при сварке порождает его неравномерную температурную деформацию. Монолитность материала изделия препятствует свободной температурной деформации отдельных его частей, в результате чего во время сварки образуются напряжения и пластическая деформация части металла соединения, а после охлаждения в изделии остаются сварочные напряжения и деформации.

Предложена термическая сварка алюминиевой скользящей опалубки, применяемой на строительстве АЭС, с воздействием ультразвука. При ультразвуковой обработке в процессе сварки алюминиевых швов скользящей опалубки значительно увеличивается прочность сварного соединения за счет снижения остаточных напряжений, уменьшения размеров зерен и дегазации сварного шва. Структура металла алюминиевого шва и его свойства становятся идентичными основному металлу. Термическая сварка алюминиевой скользящей опалубки с воздействием ультразвука позволит повысить надежность сварных соединений и увеличить время их эксплуатации. Приведены результаты теоретических и экспериментальных исследований воздействий ультразвука на сварной шов и околосшовную зону.

Ключевые слова: алюминиевый сплав, сварка, остаточные напряжения, воздействие ультразвука, околосшовная зона.

ВВЕДЕНИЕ

Причиной остаточных напряжений являются неодинаковые линейные или объемные деформации соседних объемов металла, для которых характерно то, что они существуют внутри конструкции (изделия) без приложения внешних усилий. Различия остаточных напряжений, возникающих при разных технологических процессах, проявляются в характере их распространения по макро- и микрообъемам изделия, а также в конкретных факторах, приводящих к неоднородным деформациям.

Если в процессе нагрева и остывания возникают временные температурные напряжения, которые не превосходят предел текучести материала, то после остывания

© С.И. Минин, 2017

126

ния изделия температурные напряжения исчезают. Если же в процессе нагрева или остывания временные температурные напряжения достигают предела текучести, появляются пластические деформации, и после полного остывания в изделии будут существовать остаточные напряжения.

В кристаллах металла есть дефекты, т.е. отклонения от идеального порядка атомной структуры. Любой кристалл заполнен дефектами различных видов, понижющими его прочность. Если приложить к кристаллу внешнюю силу, то его дефекты и прежде всего дислокации начнут двигаться по кристаллу. По мере того, как растет деформация кристалла, увеличивается и число дислокаций в нем.

Для зарождения трещины необходим соответствующий концентратор напряжений, т.е. серия дислокаций, скопившихся у жесткого барьера (например, инородного включения – карбида, оксида и пр.). При этом работу разрушения задают, по крайней мере, два параметра: напряжение массового рождения пор на включениях и деформация до их слияния. То и другое определяют инородные включения [1–5]. Они трудноизмеримы (потому что их мало) и трудноконтролирумы в технологии (потому что примеси неизбежны по способу получения материала, а по размерам инициирующие дефекты недоступны традиционным методам дефектоскопии). Конструкций без дефектов не бывает. Поэтому один из путей повышения надежности металлических конструкций состоял в том, чтобы узнать, при каких размерах дефекта (предельные деформации) и вязкости (работа разрушения) сплавов следует прекратить эксплуатацию конструкции. Это путь повышения достоверности результатов расчета.

Коль скоро для зарождения трещины необходим соответствующий концентратор напряжений, т.е. серия дислокаций, скопившихся у жесткого барьера, то можно физическими методами на реальной конструкции ликвидировать этот самый концентратор, например, принудительно снизив концентрацию дислокаций. Например, высокоэффективное снижение (на 50–70%) остаточных напряжений в сварных и литых металлоконструкциях и структурное упрочнение металла сварного соединения возможны путем обработки металлических конструкций многократными импульсами давления, генерируемыми высоковольтными электрическими разрядами в воде, различными способами термической обработки.

Природа этих способов имеет общую основу. Дело в том, что каждая дислокационная субструктура всегда стремится к некоторому устойчивому состоянию, характеризующемуся определенным энергетическим уровнем. Для перехода барьера из одного энергетического уровня к новому субструктура должна получить некоторую долю энергии от внешнего источника. Такими источниками являются либо поля импульсных механических воздействий (ударов), либо поля термонапряжений, либо кванты энергии мощной ультразвуковой волны. В силу высокой проникающей способности ультразвуковых колебаний, возможности управления их параметрами (амплитудой и частотой) именно ультразвуковые методы имеют перспективы развития в задачах управляемого снятия механических напряжений.

ПОДХОД К РЕШЕНИЮ ПРОБЛЕМЫ

При воздействии гармонически изменяющейся во времени нагрузки, согласно [6], дислокационные сегменты должны совершать вынужденные колебания. В реальных условиях следует учитывать существование, кроме знакопеременного, еще стартового и неоднородных по пространству внутренних напряжений. Последние могут зависеть и от времени, так как под действием ультразвука изменяется взаимное расположение дефектов. При совместном действии ультразвука и постоянного напряжения может иметь место не только периодическое,

но и поступательное движение дислокаций, приводящее к их перераспределению в объеме кристалла.

Смещение и дислокации под действием ультразвука можно рассчитать для единицы длины дислокации, используя уравнение движения дислокации в вязкой среде:

$$B \cdot du/dt = F(t) + F(r,t) + F_{ct} \text{sign}[F(t) + F(r, t)]. \quad (1)$$

Здесь B – коэффициент динамического торможения; $F(t) = b\sigma(t)$ – сила, действующая на дислокацию, обусловленная ультразвуковым полем $\sigma(t) = \sigma^0 \cdot \sin \omega t$; $F_{ct} = b\tau^{ct}$ – сила, при достижении которой начинается движение дислокаций (τ^{ct} – стартовое напряжение). Силу F_{ct} можно рассматривать как силу сухого трения или как обобщенную силу Пайерлса-Набарро. Функция $F(r, t)$ определяется полем внутренних напряжений и обусловлена только взаимодействием дислокаций. Уравнение (1) нелинейно.

Таким образом, воздействие ультразвука приводит к образованию стабильных дислокационных конфигураций, так что его действие оказывается аналогичным отжигу [6].

При воздействии ультразвуковых колебаний на кристаллизующийся металл происходят структурные изменения в металле, определяющиеся процессами, протекающими в расплаве и двухфазной зоне, – зарождением кристаллов, их диспергированием, процессами перемешивания, которые происходят в результате кавитации и акустических потоков в расплаве [6].

При воздействии ультразвука центры кристаллизации возникают мгновенно, и весь образец закристаллизовывается. Эффект увеличения скорости зарождения и роста кристаллов наблюдается при наложении слабого ультразвукового поля. При увеличении интенсивности колебаний происходит диспергирование кристаллов. Помещенный в переохлажденный раствор кристалл распадается на мелкие частицы, которые разносятся по всему объему раствора и в нем возникает множество кристаллов. Диспергирование кристаллов приводит к измельчению структуры первичной кристаллизации.

В процессе колебательного движения атомы кристаллической решетки сталкиваются с соседними атомами, передавая им часть энергии колебания. Особенность колебательного процесса состоит в том, что в среде происходит движение с передачей энергии, тогда как атомы среды постоянно совершают лишь колебательное движение относительно своего фиксированного положения равновесия.

В Обнинском ИАТЭ НИЯУ «МИФИ» разработана технология термической сварки с воздействием ультразвука в процессе сварки, в результате которой структура металла становится мелкозернистой и однородной. Исключаются внутренние напряжения, происходит снятие остаточных напряжений в околосшовной зоне [7 – 17].

Проведены экспериментальные исследования ультразвуковой обработки сварных соединений алюминиевого сплава АД31. На рисунке 1 показаны шлифы сварного шва алюминиевого сплава АД31, сваренного без воздействия и с воздействием ультразвука.

Как видно из рисунка, размер зерен у сварного соединения алюминиевого сплава АД31, сваренного с применением ультразвука, значительно меньше размера зерен металла сварного соединения, сваренного без применения ультразвука.

Для сравнения прочности сварных соединений, сделанных без применения ультразвука и с его применением, были проведены испытания образцов толщиной 5 мм и шириной 40 мм из алюминиевого сплава АД31 на разрыв.

Испытания проводились на машине Instron-4483 (рис. 2).

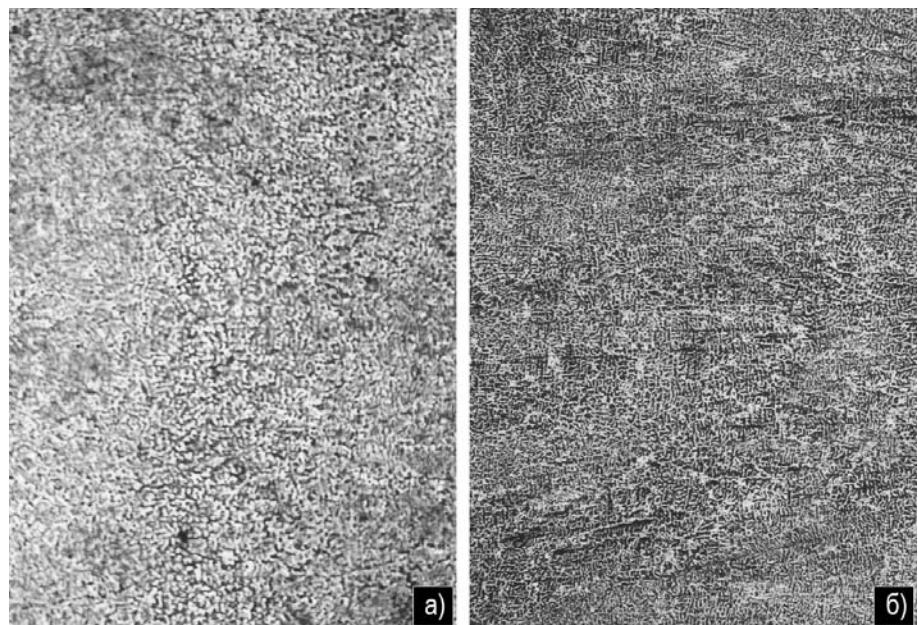


Рис. 1. Шлифы сварного шва алюминиевого сплава АД31: а) – без воздействия ультразвука; б) – с воздействием ультразвука ($\times 100$)

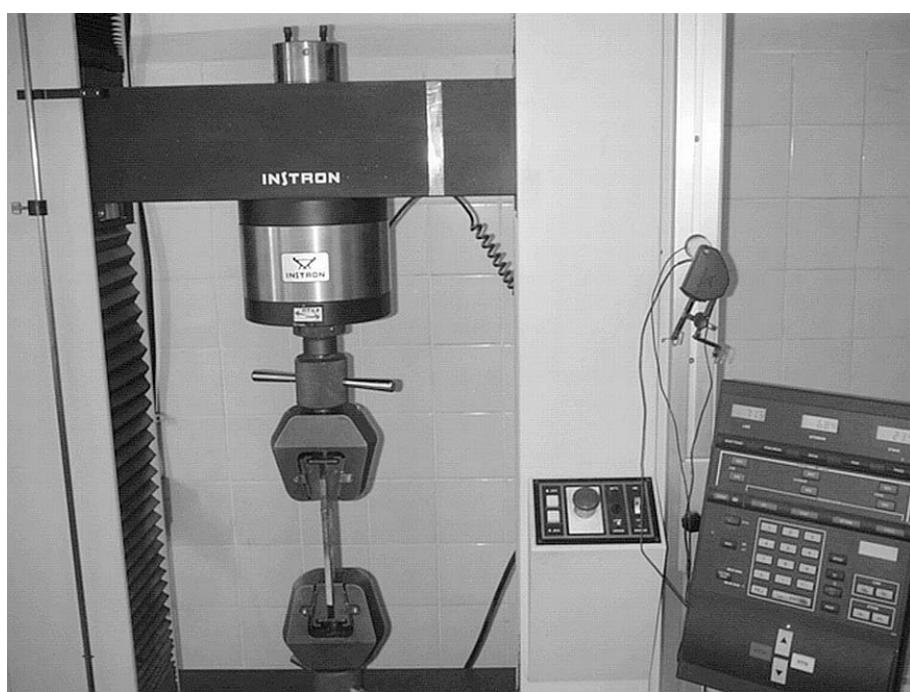


Рис. 2. Внешний вид машины «Instron-4483»

При сварочном токе 100 А получены результаты, приведенные на рис. 3.

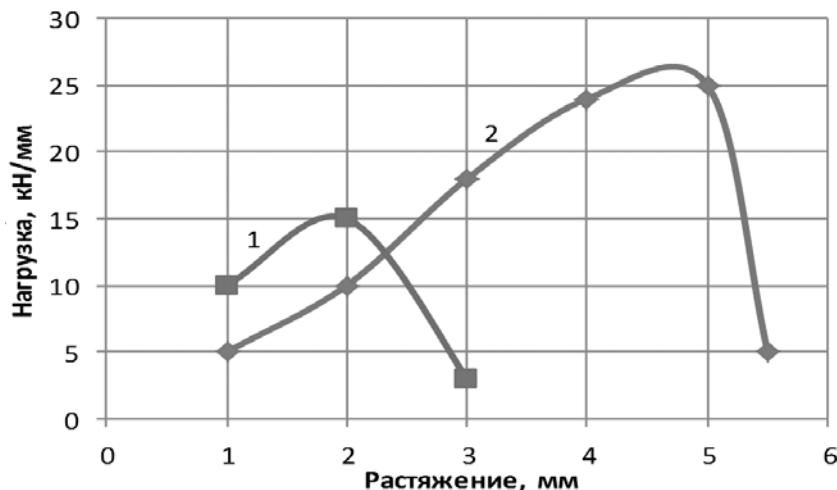


Рис. 3. Характеристики зависимости приложенной нагрузки от растяжения для сварного соединения из сплава АД31: 1 – без применения ультразвука, 2 – с применением ультразвука. Сварочный ток 100 А

На образцах из сплава АД31, сваренных при токе 80 А, получены результаты, приведенные на рис. 4.

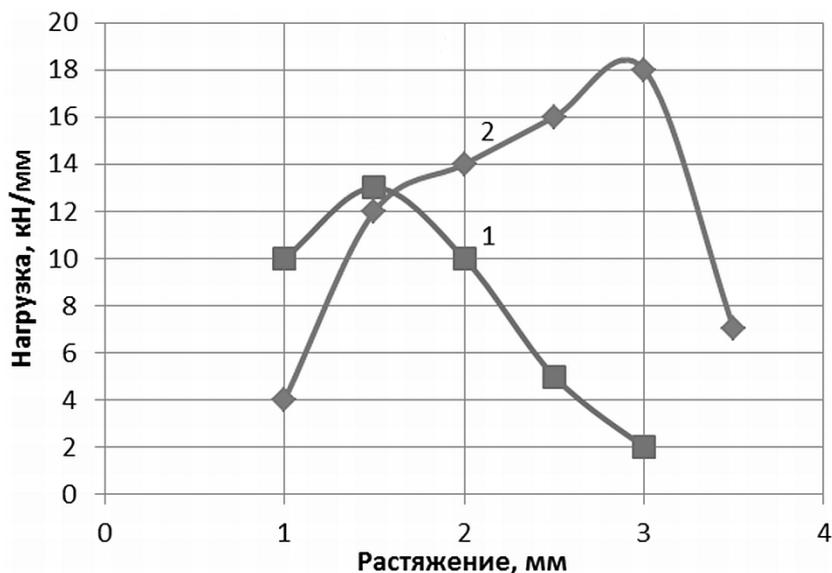


Рис. 4. Характеристики зависимости приложенной нагрузки от растяжения для сварного соединения из сплава АД31: 1 – без применения ультразвука, 2 – с применением ультразвука. Сварочный ток 80 А

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Экспериментальные исследования показали, что при воздействии ультразвука в процессе сварки образцов из сплава АД31 структура металла в сварных швах и околосшовной зоне становится мелкозернистой и однородной. При этом повышаются прочностные характеристики сварного соединения сплава АД31, исключается образование концентраторов напряжений и существенно уменьшается вероятность появления несплошностей.

Результаты испытаний образцов на разрыв показали увеличение прочности сварного соединения на 50 – 70%.

Ультразвуковая обработка сварных соединений алюминиевой скользящей опалубки дает возможность повышения срока ее эксплуатации, что позволит снизить стоимость строительных работ на АЭС.

Литература

1. Статников Е.Ш., Муктепавел В.О. Технология ультразвуковой ударной обработки как средство повышенной надежности и долговечности сварных металлоконструкций. // Сварочное производство. – 2003. – №4. – С. 25-29.
2. Marushchak P.O., Salo U.V., Bishchak R.T., Poberezhnyi L.Ya. Study of Main Gas Pipeline Steel Strain Hardening after Prolonged Operation. // Chemical and Petroleum Engineering. – May 2014. – Vol. 50. – Iss. 1-2. – PP. 58-61
3. Pleshakov V.S., Kibitkin V.V., Panin V.E. Mesomechanics and Fatigue Fracture for polycrystals with macroconcentrators. // Theoretical and Applied Fracture Mechanics. – 1998. – Vol. 30. – No. 1. – PP. 13-18.
4. Blaha F., Langenecker B. // Naturwiss. – 1955. – Vol. 20. – No. 9. – P. 556.
5. Prokopenko G.I., Lyatun T.A. Study of Surface Hardening Conditions by Means of Ultrasound. // Physics and Chemistry of Material Processing. – 1977. – No. 3. – P. 91.
6. Kudryavtsev Y., Kleiman J., Prokopenko G., Mikheev P. and Knysh V. Optimum Application of Ultrasonic Peening. SEM Annual Conference and Exposition: Experimental Mechanics in Emerging Technologies. – Portland. Oregon. USA, June 4-6, 2001. – PP. 179-182.
7. Трофимов А.И., Трофимов М.А., Минин С.И. Закономерность изменения величины остаточных напряжений в металлах и сплавах при воздействии ультразвука. Научное открытие. Диплом №375, 2009 г.
8. Трофимов А. И. Физические основы ультразвукового метода снятия остаточных напряжений в сварных соединениях металлов и сплавов. – М.: Энергоатомиздат, 2009. – 239 с.
9. Трофимов А.И., Трофимов М.А., Минин С.И., Кириллов Ю.А. Инновационные ультразвуковые технологии повышения ресурса оборудования АЭС при его изготовлении. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – №2. – С. 48-54.
10. Ларионов В.П., Кузьмин В.Р., Слепцов О.И. Хладостойкость материалов и элементов конструкций. Результаты и перспективы. – Новосибирск: Наука, 2005. – 290 с.
11. Трофимов А.И., Минин С.И., Трофимов М.А., Васильковский Д.В., Косырев К.А. Автоматизированная ультразвуковая система снятия остаточных напряжений в сварных соединениях циркуляционных трубопроводов АЭС // Вестник Российской академии естественных наук. – 2015. – №1. – С. 3-5.
12. Трофимов А.И., Минин С.И., Трофимов М.А. Автоматизированная ультразвуковая система снятия остаточных напряжений в сварных соединениях циркуляционных трубопроводов АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – № 3. – С. 13-19.
13. Абрамов О.В., Хорбенко И.Г., Швегла Ш.А. Ультразвуковая обработка материалов. – М.: Машиностроение, 1984. – 280 с.
14. Абрамов О.В. Кристаллизация металлов в ультразвуковом поле. – М.: Металлургия, 1972. – 256 с.
15. Кулемин А.В. Ультразвук и диффузия в металлах. – М.: Машиностроение, 1978. – 200 с.
16. Кудрявцев П.И. Остаточные сварочные напряжения и прочность соединений. – М.: Машиностроение, 1964. – 96 с.
17. Трофимов А.И., Минин С.И., Трофимов М.А. Автоматизированная ультразвуковая система снятия остаточных напряжений в сварных соединениях циркуляционных трубопроводов АЭС. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – № 3. – С.13-19.

Поступила в редакцию 09.03.2016 г.

Автор

Минин Сергей Иванович, доцент, канд. техн. наук
E-mail: akid@inbox.ru

TECHNOLOGY OF THERMAL WELDING WITH ULTRASONIC WELD JOINT TREATMENT AS APPLIED TO NPP FORMWORKS

Minin S.I.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU «MEPhI»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

Increasing the strength, reliability and durability of welded structures is an important problem in welding engineering. A significant influence is exerted by residual stresses. Uneven heating of the product during welding causes its uneven temperature deformation. The product material solidity prevents the free temperature deformation of its individual parts, resulting in the formation of stresses and plastic deformation of some parts of the joint metal during welding, and after cooling, welding stresses and deformations remain in the product.

Residual stresses are caused by different linear or volumetric deformations of the adjacent metal masses; these deformations are formed in structures (products) without external forces. The differences of residual stresses which arise during various technological processes are manifested in the character of their distribution in macro- and micro-volumes of the product as well as in the specific factors leading to heterogeneous deformations.

The paper describes an innovative technology of thermal welding with ultrasonic weld joint treatment as applied to aluminum sliding formworks used in NPP construction. Ultrasonic treatment in the process of welding greatly increases the strength of formwork weld joints by reducing their residual stresses, grain size and degassing. The structure and properties of aluminum welds become identical to the base metal. Thermal welding with ultrasonic weld joint treatment will improve the reliability of welded joints and increase their time in service. The results of theoretical and experimental studies are presented relating to the ultrasonic effects on the weld joints and heat-affected zone. The influence of ultrasound during the welding process improves the strength characteristics of alloy AD31 weld joints, prevents the formation of stress concentrators and significantly reduces the likelihood of discontinuities in weld joints.

Key words: aluminum alloy, welding, residual stress, influence of ultrasound, heat-affected zone.

REFERENCES

1. Statnikov E.S., Muktupavels V.O. The technology of ultrasonic impact treatment as a means of increased reliability and durability of welded metal structures. *Welding production*. 2003, no. 4, pp. 25-29 (in Russian).
2. Marushchak P.O., Salo U.V., Bishchak R.T., Poberezhnyi L.Ya. Study of Main Gas Pipeline Steel Strain Hardening After Prolonged Operation. *Chemical and Petroleum Engineering*. May 2014, v. 50, iss. 1-2, pp. 58-61.
3. Pleshakov V.S., Kibitkin V.V., Panin V.E. Mesomechanics and Fatigue Fracture for polycrystals with macroconcentrators. *Theoretical and Applied Fracture Mechanics*. 1998, v. 30, no. 1, pp. 13-18.
4. Blaha F., Langenecker B. *Naturwiss.* 1955, v. 20, no. 9, p. 556.
5. Prokopenko G.I., Lyatun T.A. Study of Surface Hardening Conditions by Means of Ultrasound. *Physics and Chemistry of Material Processing*. 1977, no. 3, p. 91.
6. Kudryavtsev Y., Kleiman J., Prokopenko G., Mikheev P. and Knysh V. Optimum Application of Ultrasonic Peening. SEM Annual Conference and Exposition: Experimental

- Mechanics in Emerging Technologies. Portland. Oregon. USA, June 4-6, 2001, pp. 179-182.
7. Trofimov A.I., Trofimov M.A., Minin S.I. The pattern of change in the magnitude of residual stresses in metals and alloys when exposed to ultrasound. Scientific discovery. Diploma №375, 2009 (in Russian).
8. Trofimov A.I. Physical principles of ultrasonic methods for relieving residual stresses in welded joints of metals and alloys. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2009, 239 p. (in Russian).
9. Trofimov A.I., Trofimov M.A., Minin S.I., Kirillov Yu.A. Innovative ultrasonic technology to increase the service life of NPP equipment in its manufacture. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2012, no. 2, pp. 48-54 (in Russian).
10. Larionov V.P., Kuz'min V.R., Sleptsov O.I. Cold resistance of materials and elements of structures. Results and prospects. Novosibirsk. Nauka Publ., 2005, 290 p. (in Russian).
11. Trofimov A.I., Minin S.I., Trofimov M.A., Vasilkovsky D.V., Kosyrev K.A. Automated ultrasonic system of removing residual stresses in welded connections of circulating pipelines of nuclear power plant. *Vestnik Rossijskoj akademii estestvennykh nauk.* 2015, no. 1, pp. 3-5 (in Russian).
12. Trofimov A.I., Minin S.I., Trofimov M.A. Automated ultrasonic system of removing residual stresses in welded connections of circulating pipelines of nuclear power plants. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2016, no. 3, pp. 13-19 (in Russian).
13. Abramov O.V., Gorbenko I.G., Svehla S.A. Ultrasonic treatment of materials. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1984. 280 p. (in Russian).
14. Abramov O.V. Crystallization of the metals in ultrasonic field. Moscow. Metallurgiya Publ., 1972. 256 p. (in Russian).
15. Kulemin A.V. Ultrasound and Diffusion in Metals. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1978. 200 p. (in Russian).
16. Kudryavtsev P.I. Residual welding stresses and strength of connections. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1964. 96 p. (in Russian).
17. Trofimov A.I., Minin S.I., Trofimov M.A. Automated ultrasonic system of removing residual stresses in welded connections of circulating pipelines of nuclear power plants. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2016, no. 3, pp. 13-19 (in Russian).

Author

Minin Sergey Ivanovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: akid@inbox.ru

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ТЕСТИРОВАНИЕ СЕЧЕНИЯ НЕУПРУГОГО РАССЕЯНИЯ НЕЙТРОНОВ НА ЖЕЛЕЗЕ

Б.В. Журавлëв, Н.Н. Титаренко

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского»

249033, Калужская обл., Обнинск, пл. Бондаренко, 1



Представлены результаты тестирования сечения неупрого рассеяния нейтронов на железе, полученные при измерениях спектров неупруго рассеянных нейтронов при начальных энергиях 6, 7 и 8 МэВ, и численного моделирования в рамках статистической теории ядерных реакций и прямого взаимодействия. Дано описание методики проведения эксперимента и модельных расчетов. Анализируются спектры неупрого рассеянных нейтронов на железе, полученные в ходе экспериментов, в сопоставлении с расчетными данными. Новые измерения спектров неупрого рассеяния нейтронов и их анализ в рамках современных модельных представлений позволили сделать предложения по корректировке отечественной библиотеки рекомендуемых оцененных нейтронных данных БРОНД-2.2 и незначительной корректировке последней версии библиотеки БРОНД-3.

Ключевые слова: неупрогое рассеяние нейтронов, спектры нейтронов, метод времени пролета, тестирование оцененных нейтронных данных.

ВВЕДЕНИЕ

Железо является основным конструкционным материалом различных ядерных установок, а также рассматривается в качестве стандарта по сечению образования γ -квантов с энергией 847 кэВ из реакции ^{56}Fe ($\text{n}, \text{n}'\gamma$). Вследствие эквивалентности с неуприм рассеянием эти данные являются также тестом для значений сечения неупрого рассеяния. Экспериментальных данных по неупрому рассеянию нейтронов в диапазоне начальных энергий от 5 до 15 МэВ крайне мало [1 – 6], а точность определения сечения образования γ -квантов с энергией 847 кэВ не соответствует требованиям, предъявляемым к стандартам [7], что хорошо видно на рис. 1, 2. Согласие между измерениями неудовлетворительное, и разные оценки отражают неопределенности в данных (табл. 1).

В то время как нейтронные сечения для стандартов стремятся к однопроцентной точности, лучшая точность для сечений образования γ -квантов с энергией 847 кэВ на железе составляет от 5 до 10%, а две относительно недавние оценки [10, 11] отличаются на 26%, причем обе заявляют о точности от 5 до 10%. Результаты измерений, выполненных в Лос-Аламосе [7], и экспериментов авторов при начальной энергии нейтронов 9,1 МэВ [3] указывают на необходимость увеличения сечения неупрого рассеяния на железе по сравнению с оценками ENDF/B-VI и

© **Б.В. Журавлëв, Н.Н. Титаренко, 2017**

БРОНД-2. Чтобы убедиться в этой необходимости, были обработаны и проанализированы прежние экспериментальные данные [14] и проведены новые расчеты спектров неупругого рассеяния нейтронов на железе при начальных энергиях нейтронов 6, 7 и 8 МэВ.

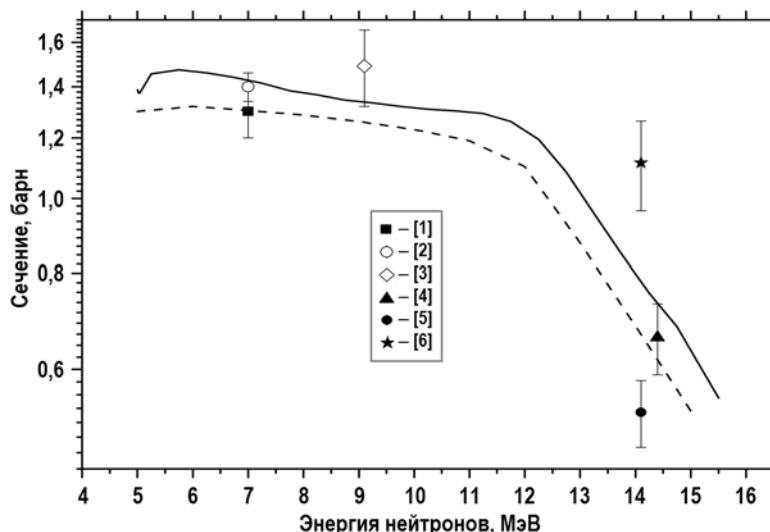


Рис. 1. Сечение неупругого рассеяния нейтронов на железе: сплошная кривая – ENDF/B-VI-8; штриховая – БРОНД-2.2

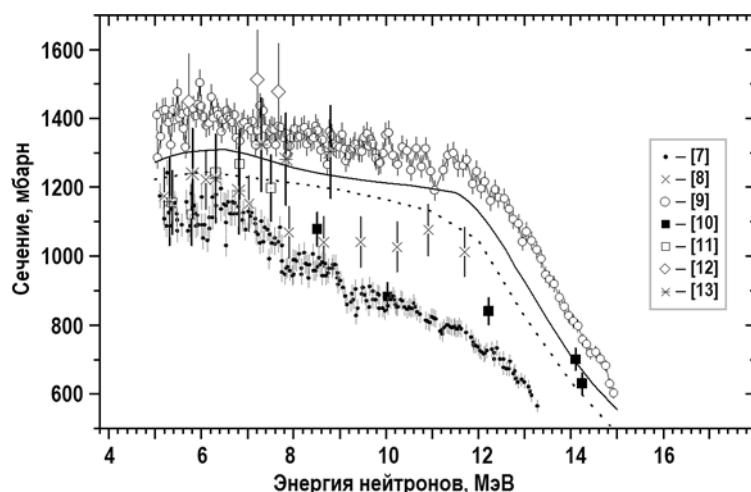


Рис. 2. Сечение образования γ -квантов с энергией 847 кэВ в реакции $^{56}\text{Fe}(\text{n}, \text{n}'\gamma)$: сплошная кривая – ENDF/B-VI-8; штриховая – БРОНД-2.2

Таблица 1

Оцененные значения сечений неупругого рассеяния нейтронов для ^{56}Fe при начальной энергии 14,5 МэВ

Библиотека	Сечение, мбарн	Отличие от ENDF/B-VI, %
ENDF/B-VI	681	0.0
БРОНД-2	610	-10.4
JEFF-3	724	6.3
JENDL-3.3	672	1.3

ЭКСПЕРИМЕНТ

Спектры нейтронов, неупрого рассеянных на железе, измерены при начальных энергиях 6, 7 и 8 МэВ. Измерения спектров выполнены спектрометром нейтронов по времени пролета на базе импульсного перезарядного ускорителя ЭГП-10М ГНЦ РФ-ФЭИ. Блок-схема эксперимента представлена на рис. 3.

Для генерации нейтронов с энергией от 6 до 8 МэВ использовалась реакция $D(d, n)^3\text{He}$. При исследуемых энергиях сечение сопутствующей реакции $D(d, np)D$ и максимальная энергия нейтронов из этой реакции малы – при начальной энергии нейтронов 8 МэВ выход нейтронов (γ) сопутствующей реакции составляет 0,3% с максимальной энергией этих нейтронов 1,2 МэВ. Использовалась газовая мишень диаметром 10 мм и длиной 40 мм. Входное окно мишени выполнено из молибденовой фольги толщиной 50 мкм. Для дна мишени, в котором тормозится пучок ускоренных дейтеронов, использовался платиновый диск толщиной 0,5 мм. Давление дейтерия в мишени составляло 760 мм Hg. В таблице 2 приведены относительные выходы нейтронов из конструкции мишени, обладающих энергией 0,5 МэВ, при угле рассеяния 0° к направлению ускоренных дейtronов.

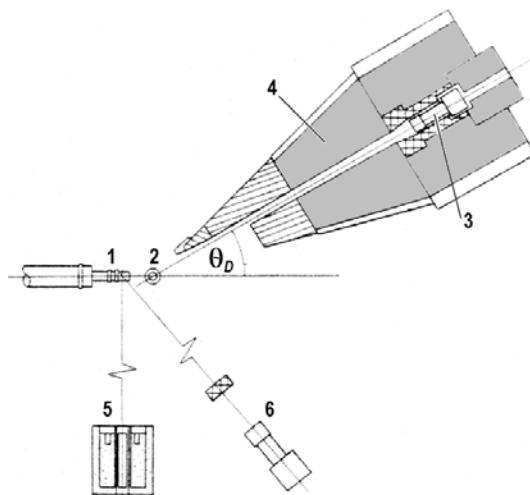


Рис. 3. Блок-схема эксперимента для измерения спектров неупрого рассеяния быстрых нейтронов: 1 – мишень; 2 – образец; 3 – детектор нейтронов (θ_D – угол рассеяния); 4 – защита детектора; 5 – всеволновый счетчик; 6 – мониторный детектор

Таблица 2

Относительные выходы нейтронов из конструкции мишени

E_d , МэВ	γ , %	$E_n(0^\circ)$ из $D(d, n)$, МэВ
3.17	0.8	6.0
4.08	1.7	7.0
5.06	3.2	8.0

Из представленных в таблице результатов видно, что вклады фоновых нейтронов в исследуемые спектры неупрого рассеянных нейтронов при энергии 6 и 7 МэВ пренебрежимо малы, и результирующие спектры получались как разница измерений с образцом и без образца. При начальной энергии 8 МэВ проводились дополнительные измерения с вакуумированной мишенью с образцом и без образца.

Исследуемый образец из железа устанавливался на расстоянии 16 см от мишени по направлению пучка дейтеронов. Образец – полый цилиндр с размерами

$d_{\text{внеш}} = 45 \text{ мм}$, $d_{\text{внут}} = 30 \text{ мм}$, $h = 45 \text{ мм}$. В эксперименте использовался также образец из полиэтилена ($d = 10 \text{ мм}$, $h = 50 \text{ мм}$), предназначенный для определения абсолютной нормировки сечения рассеяния нейтронов на железе относительно сечения (n, p)-рассеяния.

Нейтроны регистрировались сцинтилляционным детектором с кристаллом стильбена ($d = 40 \text{ мм}$, $h = 40 \text{ мм}$) и фотоумножителем ФЭУ-143. Для уменьшения фона детектор размещался в массивной защите и использовалась электронная дискриминация гамма-лучей. Эффективность детектора определялась следующим образом: сначала методом времени пролета измерялся спектр мгновенных нейтронов спонтанного деления ^{252}Cf , при этом в качестве источника нейтронов использовалась специально спроектированная быстрая ионизационная камера деления в той же геометрии эксперимента; затем из сравнения измеренного и стандартного спектров [16] находилась эффективность детектора.

Для контроля выхода нейтронов из мишени, стабильности спектрометра и качества импульсного пучка использовался мониторный детектор на основе быстрого пластического сцинтиллятора и фотоумножителя ФЭУ-82, с помощью которого регистрировались пики нейтронов и γ -квантов из мишени. Выход нейтронов из мишени контролировался всеволновым счетчиком, расположенным на расстоянии 300 см от мишени, не чувствительным к γ -излучению и обладающим не зависящей от энергии нейтронов эффективностью и высокой стабильностью. Системы регистрации, накопления и обработки экспериментальной информации спектрометра подробно описаны в [15].

Сечения рассеяния нейтронов определялись из нормировки на сечение (n, p)-рассеяния, известного с точностью около 1%, согласно выражению

$$\sigma(\theta, E_n) = N((\theta, E_n) \cdot (\varepsilon(E_{n,p})/\varepsilon(E_n)) \cdot (\sigma_{n,p}(\theta_{n,p})/N_{n,p}) \cdot (N_m^{n,p}/N_m) \cdot (M_H/M)), \quad (1)$$

где $\sigma_{n,p}(\theta_{n,p}) = \sigma_{n,p} \cdot \cos(\theta_{n,p})/\pi$ – дифференциальное сечение (n, p)-рассеяния под углом $\theta_{n,p}$; $N(\theta, E_n)$, $N_{n,p}$ – количества зарегистрированных событий в измеренных спектрах при энергии E_n и в пике рассеяния на полиэтиленовом образце; ε – эффективность детектора нейтронов; N_m , $N_m^{n,p}$ – количества событий, зарегистрированных монитором; M , M_H – количества ядер в исследуемом образце железа и водорода в полиэтиленовом образце соответственно. Поправки на многократное рассеяние и ослабление нейтронов в образце рассчитывались методом Монте-Карло.

Результаты измерений спектров неупруго рассеянных нейтронов на ядрах железа при начальных энергиях 6, 7 и 8 МэВ представлены на рис. 4. Погрешности измерения включают в себя статистическую ошибку, которая изменялась от 4 до 15% в зависимости от энергии нейтронов, ошибку мониторирования 3% и ошибку нормировки 3.5%.

МОДЕЛЬНЫЕ РАСЧЕТЫ

Для правильной экстраполяции измеренных спектров от минимальной энергии регистрируемых нейтронов к нулевой потребовалось проведение модельных расчетов. Расчеты спектров неупруго рассеянных нейтронов выполнены в рамках моделей равновесного и предравновесного распада возбужденных ядер и прямого взаимодействия. Для описания равновесной части дифференциальных сечений использован математический формализм Хаузера-Фешбаха статистической теории ядерных реакций, точно учитывающий законы сохранения спина и четности, а также характеристики низколежащих уровней остаточного ядра [17]. Следует отметить, что ядро ^{56}Fe имеет хорошо исследованную структуру уровней вплоть до энергии 5 МэВ, что является хорошим основанием для определения модельных параметров плотности ядерных уровней ^{56}Fe , возбуждаемых в нейтронном канале, в интервале энергии возбуждения от 5 до 8 МэВ. Параметры плотности ядерных уровней ^{56}Mn и ^{53}Cr ,

возбуждаемых в протонном и α -каналах, определялись по имеющимся экспериментальным данным для низколежащих уровней и нейтронных резонансов [18]. Расчет предравновесной эмиссии нейтронов выполнен в рамках экситонной модели [19], в которой учтены поверхностные, оболочечные и парные эффекты. Вклад прямых переходов рассчитывался методом сильной связи каналов.

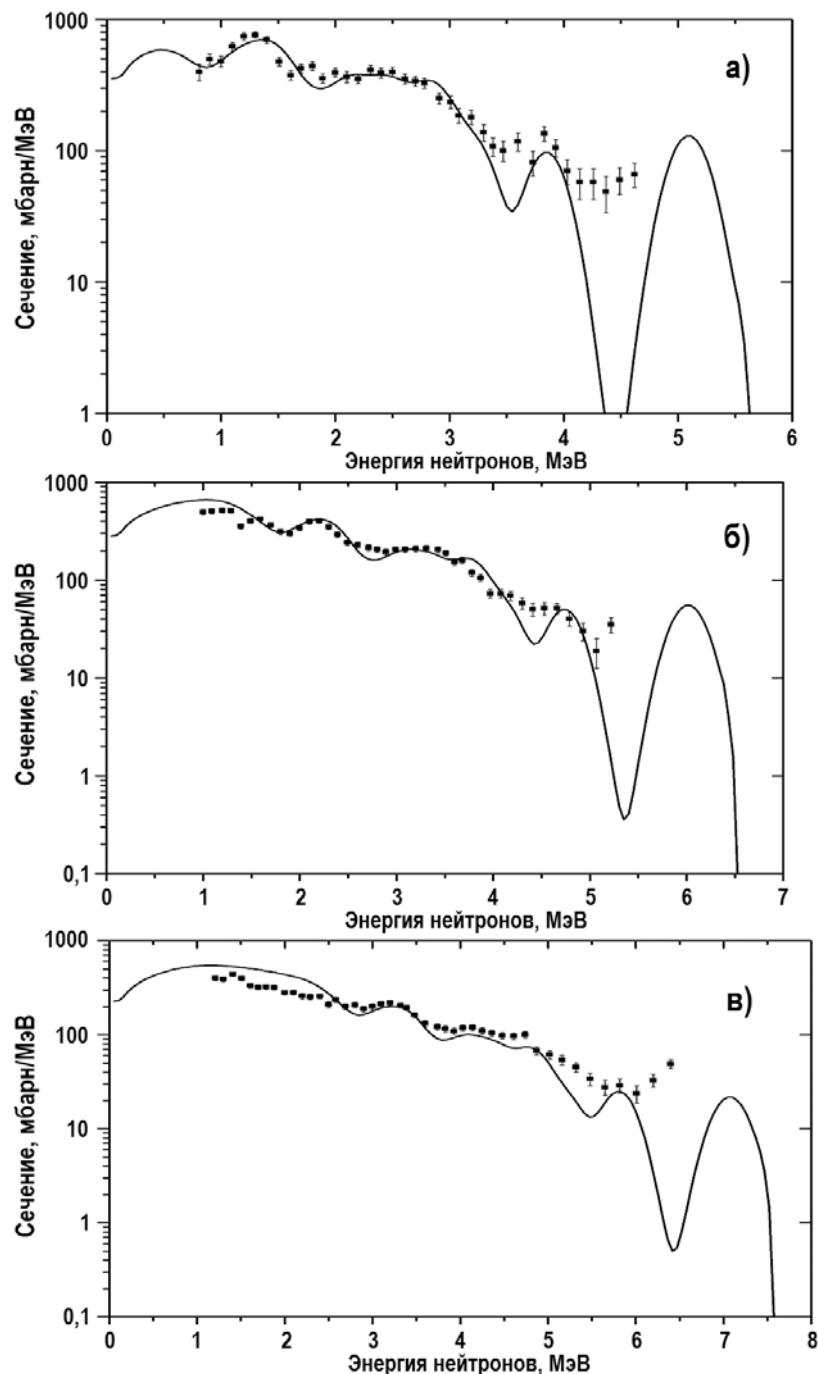


Рис. 4. Спектры неупруго рассеянных нейтронов на железе с начальной энергией а) – 6 МэВ; б) – 7 МэВ; в) – 8 МэВ (символы – эксперимент, кривая – расчет)

Все расчеты в рамках оптико-статистических моделей равновесного и предравновесного распадов возбужденных ядер проведены по модернизированной программе GNASH [20], позволяющей проследить за распадом возбужденного составного ядра с учетом эмиссии нейтронов, протонов, α -частиц и γ -квантов. Для нейтронов и протонов использовался оптический потенциал [21], для α -частиц – [22]. Рассчитанные спектры для сравнения с экспериментальными данными усреднялись по энергии возбуждения согласно нормальному распределению. Дисперсия распределения соответствовала разрешению спектрометра. Для корректной экстраполяции экспериментальных данных рассчитанные спектры нормировались на результаты измерений. Результаты расчетов для всех трех начальных энергий нейтронов показаны на рис. 4.

РЕЗУЛЬТАТЫ

В целом отмечается удовлетворительное согласие расчетов и эксперимента. Наблюдаемые различия при высоких энергиях рассеянных нейтронов связаны, видимо, с процедурой выделения в эксперименте упругого рассеяния и некоторым отличием реальной функции отклика спектрометра и используемой при усреднении расчетных спектров. Превышение расчета над экспериментом при начальной энергии нейтронов 8 МэВ для рассеянных нейтронов около 2 МэВ может быть связано как с погрешностью в измерении из-за увеличения фона, так и с неопределенностью в плотности ядерных уровней ^{56}Fe , используемой в расчете, в переходной области между дискретными уровнями и континуумной частью спектра возбуждений.

Результаты проинтегрированных по энергии сечений неупругого рассеяния нейтронов представлены в табл. 3 и на рис. 7, 8.

Таблица 3

Сечения неупругого рассеяния нейтронов на железе

E_0 , МэВ	6.0	7.0	8.0	7.0 [1]	7.0 [2]	9.1 [3]
σ , барн	1.52 ± 0.14	1.49 ± 0.12	1.45 ± 0.12	1.3 ± 0.1	1.40 ± 0.06	1.49 ± 0.17

Видно, что полученные результаты согласуются в пределах погрешностей с данными других работ при близких начальных энергиях нейтронов, представленных в библиотеке экспериментальных данных EXFOR [1 – 3].

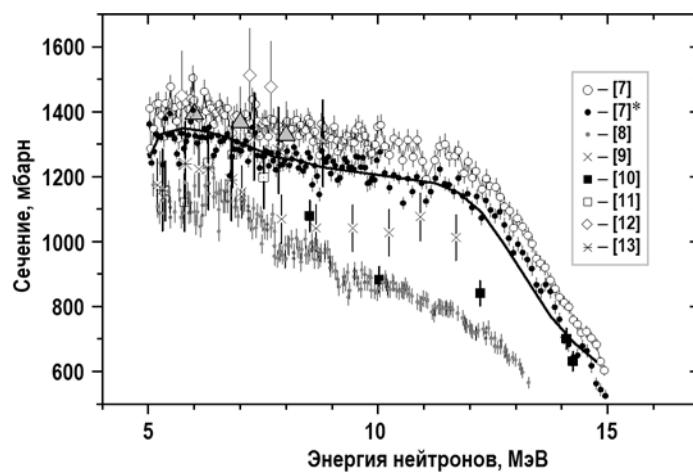


Рис. 5. Сечение образования γ -квантов с энергией 847 кэВ в реакции $^{56}\text{Fe}(\text{n}, \text{p}'\gamma)$: кривая – БРОНД-3; Δ – полученные данные; [7]* – данные [7], скорректированные авторами в 2013 г. (EXFOR-14118)

На рисунке 5 представлены данные по сечению образования γ -квантов с энер-

тией 847 кэВ в реакции ^{56}Fe ($n, n'\gamma$). Данные настоящей работы (как и оценки библиотек БРОНД-2.2 и БРОНД-3) умножены на коэффициент 0.918 (доля ^{56}Fe в естественном составе железа) для корректного сравнения сечений образования γ -квантов с энергией 847 кэВ в реакции ^{56}Fe ($n, n'\gamma$) с неупругим рассеянием на железе. Видно, что полученные результаты согласуются в пределах погрешностей измерения с данными работы по измерению сечения образования γ -квантов с энергией 847 кэВ в реакции ^{56}Fe ($n, n'\gamma$), выполненной в Лос-Аламосе [7], и очень хорошо согласуются с новыми данными, полученными на фотонейтронном источнике nELBE [23] (рис. 6).

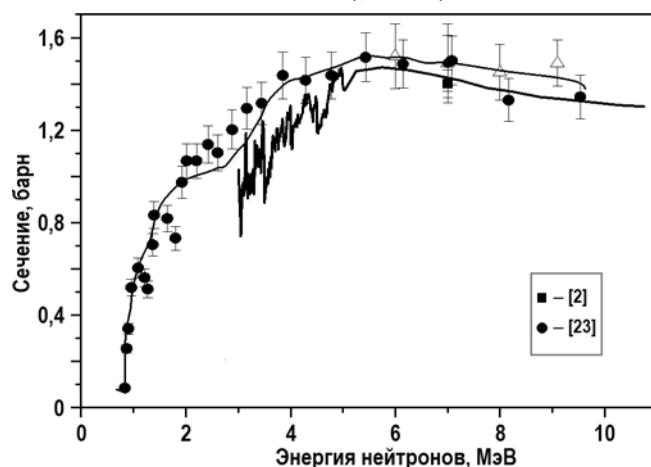


Рис. 6. Сечение неупругого рассеяния нейтронов на ^{56}Fe : Δ – данная работа; верхняя кривая – расчет по программе TALYS [23]; нижняя кривая – БРОНД-3

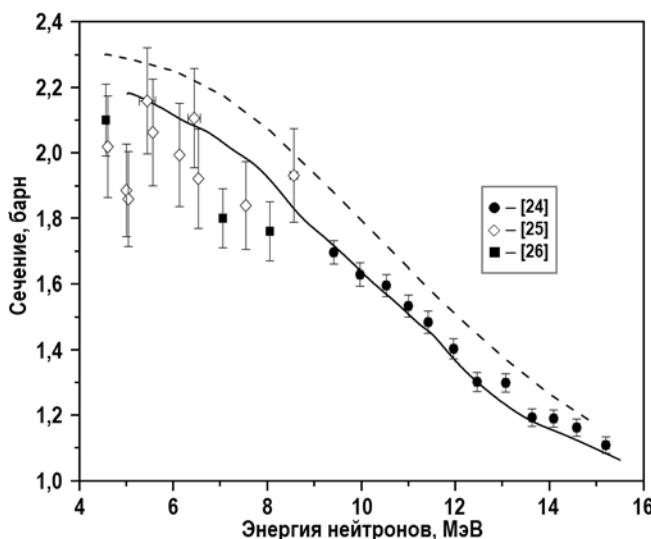


Рис. 7. Сечение упругого рассеяния нейтронов на железе: штриховая кривая – БРОНД-2.2; сплошная кривая – БРОНД-3

На рисунке 7 сравниваются оцененные данные по упругому рассеянию на железе с результатами экспериментальных работ, представленных в библиотеке EXFOR [24 – 26]. Библиотека БРОНД-2.2 приблизительно на ту же величину переоценивает экспериментальные данные по упругому рассеянию нейтронов на железе в интервале энергий от 5 до 15 МэВ, что и недооценивает в неупругом рассеянии в сравнении с настоящими данными и данными работ [7, 23]. Взаимная корректировка

сечений упругого и неупругого рассеяний нейтронов на железе приведет к сохранению сечения полного взаимодействия, измеренного с хорошей точностью. Оценка неупругого рассеяния на железе в библиотеке БРОНД-3 существенно лучше согласуется с данными работы [7], скорректированными авторами в 2013 г. (EXFOR-14118), но результаты этой работы и работы [23] указывают на возможность некоторой корректировки оцененных данных в сторону их увеличения.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Спектры неупруго рассеянных на железе нейтронов измерены при начальной энергии 6.0, 7.0 и 8.0 МэВ.

Проведены расчеты спектров в рамках статистической теории ядерных реакций и прямого взаимодействия с возбуждением коллективных состояний.

Полученные результаты согласуются в пределах погрешностей с данными работ [7] и [23], указывая на необходимость корректировки оценки данных библиотеки БРОНД-2.2 для сечения неупругого рассеяния на железе в сторону его увеличения и, возможно, небольшой корректировки оценки БРОНД-3.

Литература

1. Thomson D.B. Nuclear level densities and reaction mechanisms from inelastic neutron scattering. // Phys. Rev. – 1963. – Vol. 129. – PP. 1649-1659.
2. Towle J.N., Owens R.O. Absolute level densities from neutron inelastic scattering. // Nucl. Phys. A. – 1967. – Vol. 100. – PP. 257-266.
3. Бирюков Н.С., Журавлев Б.В., Корнилов Н.В., Пляскин В.И., Руденко А.П., Сальников О.А., Трыкова В.И. Угловые и энергетические распределения неупругорассеянных нейтронов с начальной энергией 9,1 МэВ. / Труды Международной конференции по нейтронной физике (Киев, 9-13 июня 1975 г.). – М.: ЦНИИАтоминформ, 1976. – Т. 4. – С. 118-123.
4. Сальников О.А., Ловчикова Г.Н., Девкин Б.В., Труфанов А.М., Котельникова Г.В. Дифференциальные сечения неупругого рассеяния нейтронов на ядрах Cr, Mn, Fe, Co, Ni, Cu, Y, Zr, Nb, W, Bi. // ВАНТ. Сер. «Ядерные Константы». – 1971. – Т. 7. – С. 102-112.
5. Orphan V.J. Gamma-ray production cross-sections for iron from 0.86 to 16.7 MeV. // Nuclear Science and Engineering. – 1975. – Vol. 57. – PP. 309-316.
6. Fujita I. Inelastic scattering of 14 MeV neutrons by medium weight nuclei. // J. of Nuclear Science and Technology. – 1973. – Vol. 9. – PP. 301-309.
7. Nelson R.O., Fotiades N., Devlin M., Becker J.A., Garrett P.E., Younes W. Cross-section standards for neutron-induced gamma-ray production in the MeV energy range. / Proc. of the Intern. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Santa Fe, USA, 26 September – 1 October 2004. – AIP Conference Proceedings, 2005. – Part 1. – PP. 838-841.
8. Voss F., Cierjacks S., Kropp L. Cross-section of gamma-ray production for iron. Report KFK – 1494, Karlsruhe, 1971.
9. Dickens J.K., Fu C.Y. Cross-section of gamma-ray production on iron in neutron energy range from 0.8 to 20 MeV. Report ORNL-TM-11671, Oak Ridge, 1990.
10. Simakov S.P., Pavlik A., Vonach H., Hlavac S. Evaluation of cross-section gamma-ray production for iron. IAEA Report INDC (CCP)-413, Vienna, 1998.
11. Савин М.В., Ливке А.В., Звенигородский А.Г. Оценка полных сечений образования гамма-квантов при неупругом взаимодействии быстрых нейтронов с ядрами железа. // ВАНТ. Сер. «Ядерные Константы». – 1999. – Вып. 2. – С. 77-90.
12. Drake D.M., Hopkins J.C. Gamma-ray production cross-section on iron. // J. Nucl Sci. Eng. – 1970. – Vol. 40. – PP. 294-303.
13. Lachkar J., Sigand J. Cross-section ($n, n\gamma$) for natural iron. // Nucl. Sci. Eng. – 1974. – Vol. 55. – PP. 168-175.
14. Журавлев Б.В., Корнилов Н.В., Барыба В.Я., Трыкова В.И. Спектры нейтронов, неупруго рассеянных ядрами Fe и Nb при начальных энергиях 6, 7, 8 МэВ. – Отчет ФЭИ ЭФ-1569. –

- Физико-энергетический институт, Обнинск. 1978.
15. Деменков В.Г., Журавлев Б.В., Лычагин А.А., Трыкова В.И. Многодетекторный спектрометр быстрых нейтронов по времени пролета. // Приборы и техника эксперимента. – 1995. – № 3. – С. 43-49.
16. Mannhart W. Evaluation of the ^{252}Cf fission neutron spectrum between 0 and 20 MeV. Report IAEA TECDOC-410, Vienna, 1987.
17. Hauser W., Feshbach H. The inelastic scattering of neutrons. // Phys. Rev. – 1952. – Vol. 87. – PP. 366-377.
18. ENSDF - Библиотека оцененных данных по ядерной структуре и распаду. Электронный ресурс: <http://www-nds.iaea.or.at/> (дата доступа 11.01.2017).
19. Kalbach C. Preequilibrium exciton model. // Z. Phys. A, – 1997. – V. 283. – PP. 40-65.
20. Young P.G., Arthur E.D., Chadwick M.B.. Comprehensive nuclear model calculations: theory and use of the GNASH code. / Proc. of IAEA Workshop on Nuclear Reaction Data and Nuclear Reactors Physics, Design and Safety. Trieste, Italy, 15 April – 17 May 1996. Ed. Oblozinsky P. – Singapore: World Sci. Publ. Ltd., 1998. – Vol. 1. – 227 p.
21. Koning A.J., Delaroche J.D. Phenomenological optical model potentials for neutrons and protons. // Nucl. Phys. A. – 2003. – Vol. 713. – PP. 231-239.
22. Avrigeanu V., Hodgson P.I., Avrigeanu M. Global optical potentials for emitted alpha particles. // Phys. Rev. C. – 1994. – Vol. 49. – PP. 2136-2146.
23. Beyer R., Schwengner R., Hannaske R., Junghans A.R., Massarczyk R., Anders M., Bemmerer D., Ferrari A., Hartmann A., Kogler T., Roder M., Schmidt K., Wagner A. Inelastic scattering of fast neutrons from excited states in ^{56}Fe . // Nuclear Physics A. – 2014. – Vol. 927. – PP. 41-53.
24. Schmidt D., Mannhart W. Elastic and inelastic neutron scattering on elemental iron. Report PTB-N-20, Braunschweig, 1994.
25. Kinney W.E., Perey F.G. Neutron elastic and inelastic scattering cross sections for ^{56}Fe in the energy range 4.19 to 8.56 MeV. Report ORNL-4515, Oak Ridge, 1970.
26. Holmquist B., Wiedling T. Neutron elastic scattering cross sections: experimental data and optical model cross section calculations. // Nucl. Phys. A. – 1968. – Vol. 38. – PP. 403-413.

Поступила в редакцию 07.02.2017 г.

Авторы

Журавлев Борис Васильевич, главный научный сотрудник, д.ф.-м.н.,
E-mail: zhurav@ippe.ru

Титаренко Николай Николаевич, ведущий научный сотрудник, к.ф.-м.н.
E-mail: titan@ippe.ru

UDC 621.039

EXPERIMENTAL VERIFICATION OF NEUTRON INELASTIC SCATTERING CROSS SECTION ON IRON

Zhuravlev B.V., Titarenko N.N.

JSC «SSC RF-IPPE n.a. A.I. Leypunsky»

1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

The experimental verification of neutron inelastic scattering cross section on iron have been performed on the basis of neutron inelastic spectra measurements at neutron incident energies of 6.0, 7.0 and 8.0 MeV and their calculations in the framework of nuclear reactions statistical theory and direct interaction. Cross sections of neutron reactions present great interest in the context of nuclear technology. Iron is a structural material for different nuclear energy plant and has been proposed as gamma-ray cross-section standard. In spite of a big efforts agreement between the various measurements is poor and various data evaluations reflect this situation. The measurements of the inelastic scattering neutron spectra were performed by the time-of-flight fast-neutron spectrometer on the base of the EGP-10M pulsed tandem accelerator of the Institute for Physics and Power Engineering (IPPE, Obninsk). An analysis of measured data have been performed with use of the Hauser-Feshbach mathematical formalism of the statistical model for equilibrium emission, preequilibrium model and direct mechanism of nuclear reactions. The results of present work agree in the limits of the measurement errors with data of work on the measurement of gamma-ray production cross-sections performed in Los Alamos [7] and with new data obtained at the photo-neutron source nELBE [23]. The obtained results show on need of correct of library of recommended evaluated neutron data BROND-2.2 for inelastic scattering cross section on iron in the direction of their increase and possible small correct of library of recommended evaluated neutron data BROND-3.

Key words: inelastic neutron scattering, neutron spectra, time-of-flight method, verification of evaluated neutron data.

REFERENCES

1. Thomson D.B. Nuclear level densities and reaction mechanisms from inelastic neutron scattering. *Phys. Rev.*, 1963, v. 129, pp. 1649-1659.
2. Towle J.N., Owens R.O. Absolute level densities from neutron inelastic scattering. *Nucl. Phys. A*, 1967, v. 100, pp. 257-266.
3. Biryukov N.S., Zhuravlev B.V., Kornilov N.V., Plyaskin V.I., Rudenko A.P., Sal'nikov O.A., Trykova V.I. Angular and energy distribution of inelastic scattering neutrons at initial energy of 9.1 MeV. Proc. Int. Conf. on Neutron Physics (Kiev, 9 – 13 June 1975). Moscow. CNIIAAtominform Publ., 1976, v. 4, pp. 118-123 (in Russian).
4. Sal'nikov O.A., Lovchikova G.N., Devkin B.V., Trufanov A.M., Kotel'nikova G.V. Differential neutron inelastic cross sections on nuclei of Cr, Mn, Fe, Co, Ni, Cu, Y, Zr, Nb, W, Bi. *VANT. Ser. Yadernye Konstanty*. 1971, v. 7, pp. 102-112 (in Russian).
5. Orphan V.J. Gamma-ray production cross-sections for iron from 0.86 to 16.7 MeV. *Nuclear Science and Engineering*, 1975, v. 57, pp. 309-316.
6. Fujita I. Inelastic scattering of 14 MeV neutrons by medium weight nuclei. *J. of Nuclear Science and Technology*, 1973, v. 9, pp. 301-309.
7. Nelson R.O., Fotiades N., Devlin M., Becker J.A., Garrett P.E., Younes W. Cross-section standards for neutron-induced gamma-ray production in the MeV energy range. Proc. Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Santa Fe, USA, 26 September – 1 October

2004. AIP Conference Proceedings, 2005, part 1, pp. 838-841.
8. Voss F., Cierjacks S., Kropf L. Cross-section of gamma-ray production for iron. Report KFK-1494, Karlsruhe, 1971.
9. Dickens J.K., Fu C.Y. Cross-section of gamma-ray production on iron in neutron energy range from 0.8 to 20 MeV. Report ORNL-TM-11671, Oak Ridge, 1990.
10. Simakov S.P., Pavlik A., Vonach H., Holavac S. Evaluation of cross-section gamma-ray production for iron. IAEA Report INDC(CCP)-413, Vienna, 1998.
11. Savin M.V., Livke A.V., Zvenigorodskiy A.G. Evaluation of total gamma-ray production cross sections at inelastic interaction of fast neutrons with nuclei of iron. *VANT. Ser. Yadernye Konstanty*. 1999, v. 2, pp. 77-90 (in Russian).
12. Drake D.M., Hopkins J.C. Gamma-ray production cross-section on iron. *J. Nucl Sci. Eng.*, 1970, v. 40, pp. 294-303.
13. Lachkar J., Sigaud J. Cross-section ($n, n\gamma$) for natural iron. *Nucl. Sci. Eng.*, 1974, v. 55, pp. 168-175.
14. Zhuravlev B.V., Kornilov N.V., Baryba V.Ya., Trykova V.I. Neutron inelastic scattering spectra on nuclei of Fe and Nb at initial energies of 6, 7, 8 MeV. Report IPPE EF-1569. Obninsk. 1978 (in Russian).
15. Demenkov V.G., Zhuravlev B.V., Lychagin A.A., Trykova V.I. Spectrometer of fast neutrons by time-of-flight method. *Pribory i Tekhnika Experimenta*, 1995, v. 3, pp. 43-49 (in Russian).
16. Mannhart W. Evaluation of the ^{252}Cf fission neutron spectrum between 0 and 20 MeV. Report IAEA TECDOC-410, Vienna, 1987.
17. Hauser W., Feshbach H. The Inelastic Scattering of Neutrons. *Phys. Rev.*, 1952, v. 87, pp. 366-377.
18. ENSDF - Library of evaluated data on nuclear structure and decay. Available at: <http://www-nds.iaea.or.at/> (accessed 11 Jan 2017).
19. Kalbach C. Preequilibrium exciton model. *Z. Phys. A*, 1997, v. 283, pp. 40-65.
20. Young P.J., Arthur E.D., Chadwick M.D. Comprehensive nuclear model calculations: theory and use of the GNASH code. Proc. of IAEA Workshop on Nuclear Reaction Data and Nuclear Reactors Physics, Design and Safety, Trieste, Italy, 15 April – 17 May 1996. Ed. Oblozinsky P. Singapore. World Sci. Publ. Ltd., 1998, v. 1, 227 p.
21. Koning A.J., Delaroche J.D. Phenomenological optical model potentials for neutrons and protons. *Nucl. Phys. A*, 2003, v. 713, pp. 231-239.
22. Avrigeanu V., Hodgson P.I., Avrigeanu M. Global optical potentials for emitted alpha particles. *Phys. Rev. C*, 1994, v. 49, pp. 2136-2146.
23. Beyer R., Schwengner R., Hannaske R., Junghans A.R., Massarczyk R., Anders M., Bemmerer D., Ferrari A., Hartmann A., Kogler T., Roder M., Schmidt K., Wagner A. Inelastic scattering of fast neutrons from excited states in ^{56}Fe . *Nucl. Phys. A*, 2014, v. 927, pp. 41-53.
24. Schmidt D., Mannhart W. Elastic and inelastic neutron scattering on elemental iron. Report PTB-N-20, Braunschweig, 1994.
25. Kinney W.E., Perey F.G. Neutron elastic and inelastic scattering cross sections for ^{56}Fe in the energy range 4.19 to 8.56 MeV. Report ORNL-4515, Oak Ridge, 1970.
26. Holmquist B., Wiedling T. Neutron elastic scattering cross sections: experimental data and optical model cross section calculations. *Nucl. Phys. A*, 1968, v. 38, pp. 403-413.

Authors

Zhuravlev Boris Vasil'evich, Chief Researcher, Dr. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: zhurav@ippe.ru

Titarenko Nikolai Nikolaevich, Leading Researcher, Cand.Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: titan@ippe.ru

УДК 502.3

ПЛУТОНИЙ В РАЙОНАХ РАСПОЛОЖЕНИЯ ЛОКАЛЬНЫХ ИСТОЧНИКОВ И ЕГО ВОВЛЕЧЕННОСТЬ В ГЛОБАЛЬНУЮ ЦИРКУЛЯЦИЮ

**В.Г. Булгаков, В.Д. Гниломедов, М.Н. Каткова, Г.И. Петренко,
А.С. Сорокина*, Б.И. Сынзыныс***

**ФГБУ НПО «Тайфун»
249038, Калужская обл., г. Обнинск, ул. Победы, 4**

*** ИАТЭ НИЯУ «МИФИ»
249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1**



Ставится задача сравнить объемные активности изотопов $^{239+240}\text{Pu}$ и ^{238}Pu в приземном слое атмосферы в районах расположения различных локальных источников радиоактивного загрязнения, дать характеристику данным источникам по отношению изотопов ^{238}Pu к $^{239+240}\text{Pu}$ и оценку глобального техногенного фона изотопов плутония в приземной атмосфере. Объектами исследования являются район расположения АЭС (г. Курск), территория, загрязненная в результате Чернобыльской аварии (г. Брянск), район расположения радиохимического предприятия по переработке радиоактивных материалов ПО «Маяк» (Челябинская обл., пос. Новогорный) и г. Обнинск как пункт расположения исследовательских ядерных реакторов. Рассмотрена динамика объемной активности в исследуемых районах за 1992 – 2015 гг., определены наиболее загрязненные районы и районы с наименьшим содержанием изотопов Pu в приземном слое атмосферы. Выявлены причины изменения уровней объемной активности по годам и сезонам года. По отношению ^{238}Pu к $^{239+240}\text{Pu}$ охарактеризованы рассматриваемые источники радиоактивного загрязнения, дана оценка возможности использования этого показателя для идентификации источников выбросов.

На основе результатов специального исследования объемной активности изотопов плутония в пунктах наблюдения полярной и приполярной областей России, наиболее удаленных от локальных источников выбросов Pu в атмосферу, показана существенно меньшая степень вовлеченности изотопов плутония в глобальную циркуляцию.

За весь рассматриваемый период объемная активность изотопов плутония во всех исследуемых пунктах не превышала допустимой объемной активности во вдыхаемом воздухе для населения согласно «Нормам радиационной безопасности НРБ-99/2009», равной $2,5 \cdot 10^{-3} \text{ Бк}/\text{м}^3$.

Ключевые слова: мониторинг, объемная активность, плутоний, изотоп, приземный слой атмосферы, АЭС, радиоактивное загрязнение, радиохимическое предприятие.

© В.Г. Булгаков, В.Д. Гниломедов, М.Н. Каткова, Г.И. Петренко,
А.С. Сорокина, Б.И. Сынзыныс, 2017

ВВЕДЕНИЕ

Плутоний в окружающей среде рассматривается как техногенный элемент. Природный ^{239}Pu образуется в пренебрежимо малых количествах при делении урана в урановой руде на уровне $5 \cdot 10^6$ г плутония на 1 т урана. Во всех других случаях он имеет техногенное происхождение [1 – 3].

Необходимость мониторинга содержания плутония в окружающей среде определяется тем обстоятельством, что в значительной степени с ним связываются долговременные последствия радиоактивного загрязнения [4].

Основное количество плутония было выброшено в окружающую среду в результате ядерных взрывов в атмосфере, которые прекратились в 1980 г. (последний ядерный взрыв в атмосфере был произведен в Китае 18 октября 1980 г.). Общая активность плутония в природе оценивается в 14600 ТБк, из них 13000 ТБк составляет вклад испытаний ядерного оружия. Остальная часть также имеет, в основном, техногенное происхождение [1].

Очищение атмосферного воздуха от изотопов плутония происходит, по сравнению с другими радионуклидами, достаточно быстро. В два раза концентрация $^{239+240}\text{Pu}$ в воздухе уменьшается за 1,2 года («период полуочищения»), тогда как концентрация ^{137}Cs – в среднем за три года [5].

Максимальное ежегодное выпадение $^{239+240}\text{Pu}$ наблюдалось в 1963 г. после крупномасштабных ядерных испытаний в 1961 – 1962 гг. [6]. По окончании ядерных испытаний в атмосфере еще несколько лет продолжалось выпадение плутония из стратосферного резервуара, заполненного им в ходе испытаний. К весне 1984 г. большинство стратосферного плутония выпало на поверхность земли, и с 1985 г. его вклад сократился, по крайней мере, до уровня вторичного подъема с американских ядерных полигонов [7]. Именно вторичный ветровой подъем и природные пожары считаются основными процессами поступления плутония в период атмосферных ядерных испытаний в приземный слой атмосферы [8, 9].

Начиная с 1984 г. объемная активность плутония в приземном слое атмосферы определяется выбросами локальных источников загрязнения и вторичным подъемом с поверхности территорий, загрязненных в ходе наземных ядерных испытаний и в результате радиационных аварий [7]. На основании обобщения обширного материала, полученного после 1984 г. наблюдательными пунктами сети радиационного мониторинга США, европейских стран и Японии [7, 10 – 12], было установлено, что обычное значение глобального фона $^{239+240}\text{Pu}$ в приземной атмосфере лежит в пределах от $10 \cdot 10^{-9}$ до $100 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³ [10, 11].

Ветровой подъем наиболее эффективен в засушливых районах с непостоянным растительным покровом. Так в Астане, расположенной в 500 км западнее Семипалатинского испытательного полигона, где Советским Союзом длительное время проводились испытания ядерного оружия в атмосфере, активность ^{238}Pu и $^{239+240}\text{Pu}$ в 2000 – 2001 гг. в приземном воздухе фиксировалась на уровне $9 \cdot 10^{-9}$ и $29 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³ соответственно. В г. Курчатове, расположенном в непосредственной близости от загрязненных территорий Семипалатинского полигона, средние активности этих радионуклидов существенно выше – $34 \cdot 10^{-9}$ и $100 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³ соответственно [13].

Исследования, выполненные в Испании по материалам 2001 – 2002 гг., показали, что активность $^{239+240}\text{Pu}$ в приземном воздухе колебалась в диапазоне $(1 – 20) \cdot 10^{-9}$ Бк/м³ с максимумами в летний период. Дополнительные исследования состава пыли в пробах аэрозолей позволили предположить, что летние максимумы обусловлены переносом пыли из Сахары [14, 15].

На территории России локальными источниками поступления плутония в окружающую среду являются радиохимические предприятия, атомные электростанции,

непромышленные ядерные установки различного назначения и территории, загрязненные в результате радиационных аварий [16]. Ниже рассматриваются уровни и особенности загрязнения приземного воздуха ^{238}Pu и $^{239+240}\text{Pu}$ в районах расположения радиохимического предприятия ПО «Маяк» в Челябинской обл., непромышленных ядерных реакторов АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского» и филиала АО НИФХИ им Л.Я. Карпова в г. Обнинске, Курской АЭС и городов Курска и Брянска, находящихся под влиянием ветрового подъема с загрязненных в результате Чернобыльской аварии территорий.

Ошибка определения ^{238}Pu составляет 15 – 45% и $^{239+240}\text{Pu}$ – 20 – 32%. Для каждого локального источника изотопов плутония характерно свое соотношение $^{238}\text{Pu} / ^{239+240}\text{Pu}$, что позволяет идентифицировать источник загрязнения [17]. Поэтому для всех локальных источников плутония было рассчитано это соотношение и приведено наряду с абсолютными величинами их активности.

РАДИОХИМИЧЕСКИЕ ПРЕДПРИЯТИЯ

В настоящее время основным источником поступления плутония в окружающую среду стали радиохимические предприятия. Старейшим предприятием такого рода является ПО «Маяк» в Челябинской области, работающее уже более 60-ти лет. Среднегодовые значения объемной активности изотопов плутония в воздухе (пос. Новогорный) изменяются в широких пределах: ^{238}Pu – от $190 \cdot 10^{-9}$ до $2300 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³, $^{239+240}\text{Pu}$ – от $120 \cdot 10^{-9}$ до $890 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³. Отношение среднегодовой объемной активности ^{238}Pu и $^{239+240}\text{Pu}$ в атмосферном воздухе в рассматриваемый период от 0,6 в 2007 г. до 2,6 в 2012 г. (рис. 1).

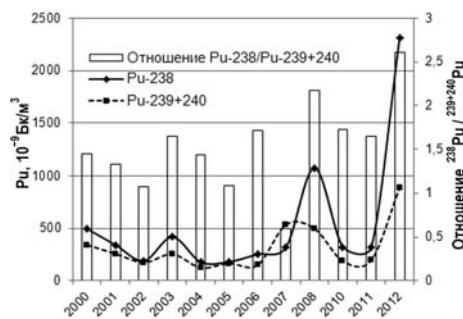


Рис. 1. Среднегодовая объемная активность ^{238}Pu и $^{239+240}\text{Pu}$ в атмосферном воздухе пос. Новогорного (ПО «Маяк») и отношение $^{238}\text{Pu} / ^{239+240}\text{Pu}$ в 2000 – 2012 гг.

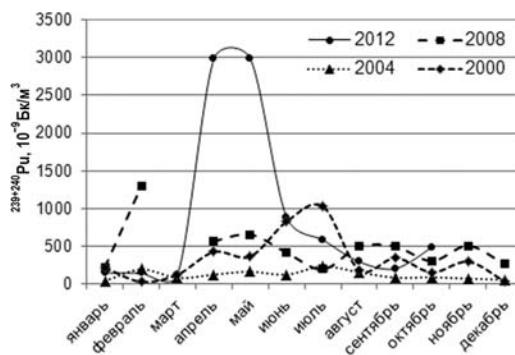


Рис. 2. Среднемесячная объемная активность $^{239+240}\text{Pu}$ в атмосферном воздухе пос. Новогорного (ПО «Маяк»)

Высокие среднемесячные значения объемной активности $^{239+240}\text{Pu}$ в приземном воздухе распределяются случайным образом (рис. 2). В 2000 г. наиболее высокие значения наблюдались в июне – июле, в 2008 г. – в феврале, в 2012 г. – в апреле – мае, а в 2004 г.

значительных отклонений от среднегодового уровня не отмечено.

НЕПРОМЫШЛЕННЫЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

Существенно более низкие уровни объемной активности изотопов плутония (на два – три порядка) наблюдаются в районах расположения непромышленных ядерных реакторов. Примером может служить г. Обнинск Калужской области. Основными радиационными объектами являются реакторы ФЭИ и филиала НИФХИ. Загрязнение окружающей среды происходит за счет газоаэрозольных выбросов радионуклидов в атмосферу, жидких сбросов со сточными водами в реку Протву и попадания радионуклидов в грунтовые воды [18].

Реакторы филиала НИФХИ и ФЭИ создают среднегодовую объемную активность $^{239+240}\text{Pu}$ в г. Обнинске в диапазоне от $3 \cdot 10^{-9}$ до $37 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³.

Изменение среднегодовой величины объемной активности $^{239+240}\text{Pu}$ в Обнинске, как и в случае с ПО «Маяк», в период 1998 – 2015 гг. также носит случайный характер (рис. 3). В отдельные годы наблюдается резкое (на порядок) увеличение среднегодового значения. Высокая среднегодовая объемная активность $^{239+240}\text{Pu}$ в воздухе Обнинска наблюдалась в 2009, 2010, 2013 и 2015 гг. и составляла соответственно $9,9 \cdot 10^{-9}$, $10,9 \cdot 10^{-9}$, $24,9 \cdot 10^{-9}$ и $26,4 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³.

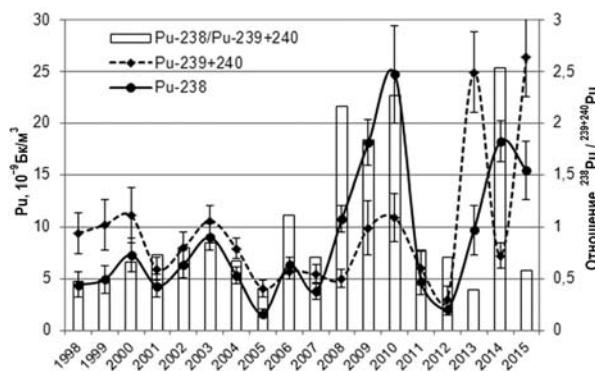


Рис. 3. Среднегодовая объемная активность ^{238}Pu и $^{239+240}\text{Pu}$ в атмосферном воздухе г. Обнинска и отношение $^{238}\text{Pu}/^{239+240}\text{Pu}$ в 1998 – 2015 гг.

Соотношение среднегодовой объемной активности изотопов плутония меняется в широких пределах – от 0,4 в 2005 и 2013 гг. до 2,5 в 2014 г. Активность ^{238}Pu в большинстве случаев меньше активности $^{239+240}\text{Pu}$, хотя среднее значение отношения активности ^{238}Pu к $^{239+240}\text{Pu}$ равно 1,05 в период с 1998 по 2015 гг. (см. рис. 3).

Максимальные значения объемной активности изотопов плутония по годам и в течение года, как и в районе расположения радиохимического предприятия, распределены случайным образом. Например, увеличение среднегодовой объемной активности $^{239+240}\text{Pu}$ в приземном слое атмосферы г. Обнинска в 2013 г. в 8,3 раза по сравнению с 2012 г. обусловлено кратковременным повышением в октябре – до $246,7 \cdot 10^9$ Бк/м³. В остальное время этого года среднемесячные значения были на два порядка меньше – $(2 - 9) \cdot 10^{-9}$ Бк/м³. По-видимому, в октябре был единовременный выброс одного из местных локальных источников. Следует отметить, что такие экстремальные выбросы происходят не каждый год (в 2012 г. их не было) или случаются неоднократно, как в феврале, июне и октябре 2015 г. – $123,2 \cdot 10^9$, $49,2 \cdot 10^9$ и $60,2 \cdot 10^9$ Бк/м³ соответственно при среднегодовом значении $26,4 \cdot 10^9$ Бк/м³.

ЗАГРЯЗНЕННЫЕ ПОСЛЕ ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АВАРИИ ТЕРРИТОРИИ

В результате аварии на Чернобыльской АЭС в атмосферу было выброшено большое количество долгоживущих радионуклидов, включая плутоний. Среднегодовая

концентрация $^{239+240}\text{Pu}$ в воздухе в 1986 г. составила в Минске $1,1 \cdot 10^{-6}$ Бк/м³. До аварии объемная активность этих изотопов здесь была меньше 10^{-9} Бк/м³. Загрязненные территории до настоящего времени служат источником вторичного загрязнения приземного слоя атмосферы плутонием за счет ветрового подъема [19].

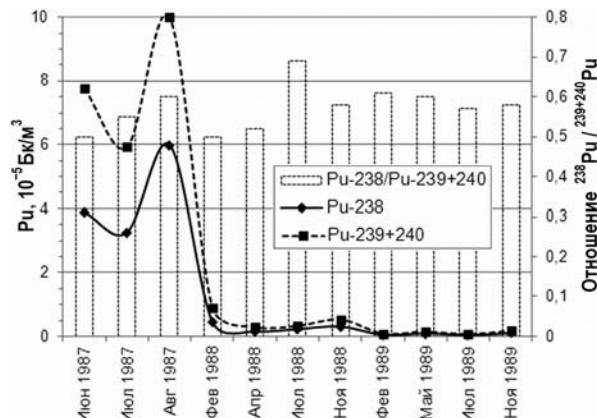


Рис. 4. Концентрация изотопов плутония в приземном слое атмосферы г. Чернобыля (10^5 Бк/м³) и отношение $^{238}\text{Pu} / ^{239+240}\text{Pu}$ в 1987 – 1989 гг.

По результатам разовых измерений, выполненных в 1987 – 1989 гг. в г. Чернобыле, к концу 1989 г. объемная активность изотопов плутония в приземной атмосфере уменьшилась на три порядка (рис. 4). Наиболее резкое уменьшение произошло с августа 1987 г. по февраль 1988 г. При сильно меняющихся уровнях активности изотопов плутония соотношение $^{238}\text{Pu} / ^{239+240}\text{Pu}$ лежит, в основном, в диапазоне 0,5 – 0,6.

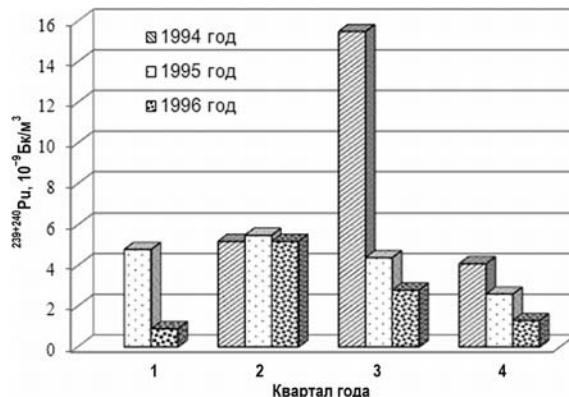


Рис. 5. Сезонный ход объемной активности $^{239+240}\text{Pu}$ в атмосферном воздухе г. Брянска в 1994 – 1996 гг.

В районах, находящихся под влиянием ветрового переноса радиоактивных аэрозолей с загрязненных территорий, до настоящего времени наблюдаются повышенные значения объемной активности изотопов плутония в воздухе. Регулярные наблюдения за концентрацией изотопов $^{239+240}\text{Pu}$ в приземном слое атмосферы проводились в 1992 – 1996 гг. в г. Брянске, расположенном по направлению господствующих ветров с загрязненных западных районов Брянской области. За этот период среднегодовая объемная активность $^{239+240}\text{Pu}$ последовательно уменьшалась от $24,1 \cdot 10^{-9}$ до $2,55 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³, что лежит в пределах средних значений для центральных районов Европейской территории России.

Убедительным доказательством того, что основным механизмом поступления $^{239+240}\text{Pu}$ в атмосферный воздух в г. Брянске является ветровой подъем с загрязненными территориями.

ненных территорий, может служить сезонный ход величины объемной активности (рис. 5). Концентрация этих изотопов постоянно возрастает в теплый период года, когда создаются благоприятные условия для ветрового подъема.

С 1997 г. наблюдения за изотопами плутония были перенесены в г. Курск, который, как и г. Брянск, находится под влиянием господствующих ветров с загрязненных территорий и лежит в пределах 100-километровой зоны Курской АЭС. Такое расположение пункта наблюдения позволяет контролировать не только влияние загрязненных территорий на величину объемной активности изотопов плутония в воздухе, но и возможное их присутствие в выбросах АЭС.

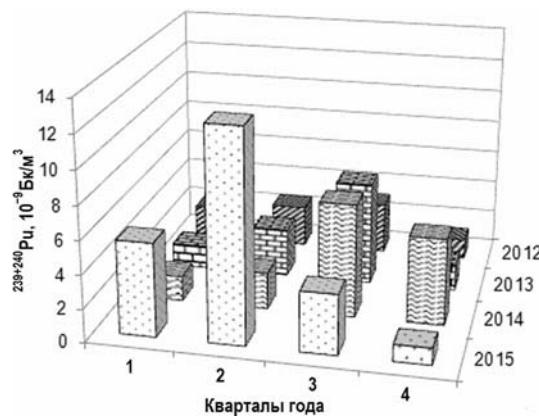


Рис. 6. Сезонный ход объемной активности $^{239+240}\text{Pu}$ в атмосферном воздухе г. Курска в 2012 – 2015 гг.

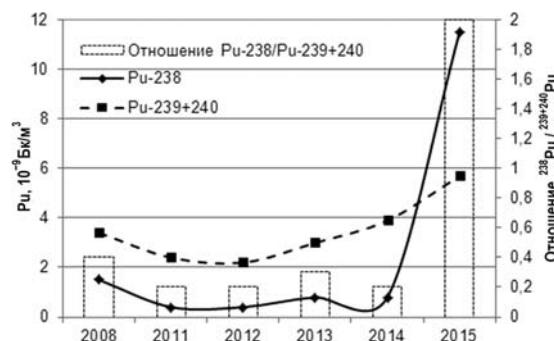


Рис. 7. Среднегодовая объемная активность ^{238}Pu и $^{239+240}\text{Pu}$ в атмосферном воздухе г. Курска и отношение $^{238}\text{Pu} / ^{239+240}\text{Pu}$ в 2008 и 2011 – 2015 гг.

На рисунке 6 показаны средние за квартал года величины объемной активности $^{239+240}\text{Pu}$ в атмосферном воздухе Курска в 2012 – 2015 гг. Ежегодно в теплый период устойчиво фиксируется увеличение объемной активности изотопов плутония, что, по-видимому, связано с ветровым подъемом, усиливающимся в теплый период. Дополнительным фактором, способствующим ветровому подъему, являются весенние и осенние полевые работы.

Соотношение изотопов $^{238}\text{Pu} / ^{239+240}\text{Pu}$ в Курске в 2008 и 2011 – 2014 гг. лежит в диапазоне 0,2 – 0,4, что меньше, чем в Чернобыле по результатам наблюдений 1987 – 1989 гг. Уменьшение соотношения в г. Курске происходит за счет выбросов АЭС и в результате более быстрого распада ^{238}Pu (период полураспада 87,7 лет; у ^{239}Pu и ^{240}Pu 24 тыс. и 6,5 тыс. лет соответственно).

Очевидным влияние АЭС на концентрацию изотопов плутония становится в 2015 г., когда среднегодовая активность ^{238}Pu увеличилась в 14,4 раза по сравнению с 2014 г.

– от $0,8 \cdot 10^{-9}$ до $11,5 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³. Объемная активность $^{239+240}\text{Pu}$ увеличилась незначительно – с $3,9 \cdot 10^{-9}$ до $5,7 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³. Отношение объемных активностей ^{238}Pu и $^{239+240}\text{Pu}$ увеличилось от 0,2 – 0,4 в предшествующие годы до 2,0 в 2015 г. Еще более высокое отношение концентраций этих изотопов было во втором квартале 2015 г. – 3,4 при величинах объемных активностей $42,6 \cdot 10^{-9}$ и $12,6 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³ соответственно (рис. 6).

Представленные на рис. 7 среднегодовые объемные активности ^{238}Pu и $^{239+240}\text{Pu}$ в приземном воздухе в г. Курске являются результатом ветрового подъема и работы Курской АЭС. Во втором квартале 2015 г. влияние АЭС резко увеличилось, по-видимому, в ходе работ с ядерным топливом.

УРОВНИ ВОЗДЕЙСТВИЯ ЛОКАЛЬНЫХ ИСТОЧНИКОВ НА АКТИВНОСТЬ ПЛУТОНИЯ В АТМОСФЕРЕ

Из рассмотренных типов источников плутония наименьший вклад в загрязнение приземного слоя атмосферного воздуха (начиная с 1995 г.) оказывают территории, загрязненные в результате аварии на Чернобыльской АЭС (рис. 8). По наблюдениям в Брянске и Курске среднегодовые значения объемной активности $^{239+240}\text{Pu}$ в атмосферном воздухе находились в диапазоне от $1,5 \cdot 10^{-9}$ до $6,3 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³. При этом повышенные значения, по-видимому, возникали в случаях увеличения выбросов Курской АЭС, как это было в 2015 г.



Рис. 8. Среднегодовая объемная активность $^{239+240}\text{Pu}$ в приземном слое атмосферы городов Обнинска, Брянска и Курска 10^{-9} Бк/м³

Среднегодовые уровни активности $^{239+240}\text{Pu}$ в атмосферном воздухе в районах расположения непромышленных ядерных реакторов существенно выше – часто на порядок.

Уровни содержания $^{239+240}\text{Pu}$ в воздухе районов расположения радиохимических предприятий на один – два порядка выше, чем в пределах воздействия загрязненных территорий или непромышленных ядерных реакторов и, например, в 2012 г. среднее значение составило $888 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³.

Но даже наиболее высокие уровни активности радиоизотопов плутония в районах расположения радиохимических предприятий на четыре порядка меньше ДОА_{НАС} ($2,5 \cdot 10^{-3}$ Бк/м³) в соответствии с НРБ-99/2009 [20].

ВОВЛЕЧЕННОСТЬ ПЛУТОНИЯ В ГЛОБАЛЬНУЮ ЦИРКУЛЯЦИЮ

Оценка глобального фона $^{239+240}\text{Pu}$ в приземной атмосфере в пределах от $10 \cdot 10^{-9}$ до $100 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³ справедлива для промышленных регионов со значительным числом локальных источников радиоактивных выбросов [7].

Именно в этом диапазоне или близко к его нижней границе наблюдаются сред-

ЭКОЛОГИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

негодовые величины объемной активности $^{239+240}\text{Pu}$ в г. Обнинске (непромышленные ядерные реакторы). Подобные уровни могут быть и в районах, находящихся под влиянием ПО «Маяк», но на удалении от 100 до 200 км, так как на расстоянии около 15 км (пос. Новогорный) среднегодовые значения от двух до восьми раз превышают указанную верхнюю границу диапазона в $100 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³.

В г. Курске (Курская АЭС) среднегодовые уровни активности $^{239+240}\text{Pu}$ в два – пять раз ниже нижней границы указанного диапазона. Ветровой подъем с загрязненных после Чернобыльской аварии территорий в природных условиях лесной зоны начиная с середины 90-х годов прошлого века приводит к загрязнению приземного воздуха $^{239+240}\text{Pu}$, существенно меньшему нижней границы диапазона ($10 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³).

Для оценки уровня глобального фона радиоизотопов плутония в воздухе в ФГБУ «НПО «Тайфун» были выполнены определения их объемной активности в пунктах наблюдения, удаленных от локальных источников, где уровни активности других техногенных радионуклидов в воздухе (определение которых проводится регулярно, в частности, ^{137}Cs) наиболее низкие. Были отобраны пробы аэрозолей в г. Ухта и на острове Диксон в Карском море.

Концентрация плутония в этих пунктах находится на пределе обнаружения методики анализа и требует длительной экспозиции для определения. На о. Диксон во втором полугодии 2015 г. объемная активность ^{238}Pu составила $0,075 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³, а $^{239+240}\text{Pu}$ – $0,14 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³, в г. Ухта, Республика Коми, активность ^{238}Pu была $0,26 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³, а у $^{239+240}\text{Pu}$ не была обнаружена.

Таким образом, уровень глобального фона радиоизотопов плутония в воздухе, по-видимому, не превышает $0,5 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³.

Наблюдаемая объемная активность изотопов $^{239+240}\text{Pu}$ в приземном слое атмосферы городов Обнинска, Брянска, Курска была на шесть – семь порядков, а в районе ПО «Маяк» – на три – четыре порядка ниже величины допустимой объемной активности для населения по НРБ-99/2009 [20], равной $2,5 \cdot 10^{-3}$ Бк/м³.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Наиболее значительным локальным источником загрязнения приземного воздуха изотопами плутония в настоящее время являются радиохимические предприятия, старейшим представителем которых является ПО «Маяк» в Челябинской области.

Исследовательские реакторы АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» и филиала АО «НИФХИ» г. Обнинска существенно меньше (на один – два порядка) загрязняют воздух изотопами плутония.

Наименьшие активности изотопов плутония в приземном воздухе наблюдаются в районах, находящихся под воздействием вторичного ветрового подъема с территорий, загрязненных в результате аварии на Чернобыльской АЭС и вблизи АЭС, работающих в штатном режиме генерации (Курская АЭС). Однако на АЭС при плановых работах с ядерным топливом объемная активность изотопов плутония в воздухе районов их расположения резко возрастает, особенно ^{238}Pu – на порядок.

В воздухе загрязненных после Чернобыльской аварии зон и территорий, находящихся под влиянием ветрового переноса с загрязненных зон, содержание изотопов плутония в воздухе сократилось к концу 1989 г. на три порядка (г. Чернобыль), а к 1996 г. уменьшилось до средних значений по центральным районам ЕТР (г. Брянск).

Сегодня даже наиболее высокие уровни активности радиоизотопов плутония в районах расположения радиохимических предприятий на четыре порядка меньше $\text{ДОA}_{\text{НАС}}$ ($2,5 \cdot 10^{-3}$ Бк/м³) по НРБ-99/2009.

Специальные исследования уровня глобального фона в пунктах приполярной и полярной областей России (г. Ухта и о. Диксон), наиболее удаленных от локальных источников плутония, показали, что уровень глобального фона радиоизотопов плутония в воздухе по суммарной активности ^{238}Pu и $^{239+240}\text{Pu}$ не превышает $0,5 \cdot 10^{-9}$ Бк/м³.

Соотношение изотопов ^{238}Pu / $^{239+240}\text{Pu}$ может лишь ограниченно использоваться для идентификации источника выбросов, главным образом, для ветрового переноса с загрязненных территорий, где его изменение носит закономерно меняющийся характер. Для активно работающих предприятий (АЭС, исследовательские реакторы, радиохимические предприятия) изменения этого соотношения носит случайный характер и не может использоваться для их идентификации.

Литература

1. МАГАТЭ. Безопасное обращение с плутонием и его хранение. // Серия отчетов по безопасности. – 2001. – №9. – 124 с.
2. *Бекман И.Н.* Плутоний. Глава 11. Электронный ресурс: <http://profbeckman.narod.ru/Pluton.htm>
3. Plutonium fuel an assessment. Report by an Expert Group. – OECD, France. – 168 p.
4. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2014 году. / Ежегодник. – М.: ВНИИГМИ-МЦД, 2015. – 322 с.
5. Яблоков А.В., Нестеренко В.Б., Нестеренко А.В. Чернобыль: последствия катастрофы для человека и природы. – СПб.: Гидрометеоиздат, 2007. 376 с.
6. Miyake Y, Katsuragi Y, Sugimura Y. Deposition of plutonium in Tokyo through the end of 1966. // Papers Meteor. Geophys. – 1968. – Vol. 19. – PP. 267-276.
7. Pan V., Stevenson K.A. Temporal variation analysis of plutonium baseline concentration in surface air from selected sites in the continental US. // Journal of Environmental Radioactivity. – 1996. – Vol. 32. – PP. 239-257.
8. Thakur P., Khaing H., Salminen-Paatero S. Plutonium in the atmosphere: A global perspective. // Journal of Environmental Radioactivity. – 2017. – Vol. 175-176. – PP. 39-51.
9. Ядерные испытания СССР: современное радиоэкологическое состояние полигонов. / Под ред. проф. В.А. Логачева – М.: ИздАТ, 2002. – 639 с.
10. Katsumi Hirose, Yasuhito Igarashi, Michio Aoyama, Takashi Miyao. Long-term trends of plutonium fallout observed in Japan. // Plutonium in the Environment, Elsevier Science. – PP. 251-266.
11. Mietelski Jersey W. Plutonium in the environment of Poland (a review). // Plutonium in the Environment, Elsevier Science. – PP. 401-412.
12. Ezherinskis Zh., Houb X.L., Druteikien R. et al. Distribution and source of ^{129}I , $^{239,240}\text{Pu}$, ^{137}Cs in the environment of Lithuania. // Journal of Environmental Radioactivity. 2016. – Vol. 151 (part 1). – PP. 166-173.
13. Lehto J., Salminen S., Jaakkola T. et al. Plutonium in the air in Kurchatov, Kazakhstan. // Science of the Total Environment. – 2006. – Vol. 366. – PP. 206-217.
14. Chamizo E., Garcha-Leyn M., Enamorado S.M., et al. Measurement of plutonium isotopes, ^{239}Pu and ^{240}Pu , in air-filter samples from Seville (2001–2002). // Atmospheric Environment. – 2010. – Vol. 44. – Iss. 15. – PP. 1851-1858.
15. Katsumi Hirose, Yasuhito Igarashi, Michio Aoyama, et al. Recent trends of plutonium fallout observed in Japan: plutonium as a proxy for desertification. // J. Environ. Monit. – 2003. – Vol. 5. – PP. 302-307.
16. Чернобыль: Радиоактивное загрязнение природных сред. / Под ред. Ю.А. Израэля. – Л.: Гидрометеоиздат, 1990. – 296 с.
17. Терещенко Н.Н., Поликарпов Г.Г., Лазоренко Г.Е. Радиоэкологическая ситуация в Чер-

ЭКОЛОГИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- ном море в отношении плутония: уровни загрязнения компонентов экосистемы и дозовые нагрузки на биоту. // Морський Екологічний Журнал. – 2007. – С. 25-38.
18. Яблоков А.В. Миf о незначительности последствий Чернобыльской катастрофы. – М.: Центр экологической политики России, 2001. – 112 с.
19. Махонько К.П. Ветровой подъем радиоактивной пыли с земли. Обнинск: Росгидромет, 2008. – 427 с.
20. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009» (утв. постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 7 июля 2009 г. № 47).

Поступила в редакцию 04.07.2016 г.

Авторы

Булгаков Владимир Георгиевич, зам. генерального директора НПО «ТАЙФУН»,
директор ИПМ

E-mail: vbulgakov@rpatyphoon.ru

Гниломедов Владимир Дмитриевич, старший научный сотрудник
E-mail: vdg@rpatyphoon.ru

Каткова Маргарита Николаевна, заведующая лабораторией
E-mail: katkova@rpatyphoon.ru

Петренко Галина Ивановна, старший научный сотрудник
E-mail: petrenko@rpatyphoon.ru

Сорокина Анна Сергеевна, магистр
E-mail: sorokina_91_2010@mail.ru

Сынзыныс Борис Иванович, профессор
E-mail: kozmin@iate.obninsk.ru

UDC 502.3

PLUTONIUM IN THE LOCATIONS OF LOCAL SOURCES AND IT'S INVOLVEMENT INTO GLOBAL CIRCULATION

Bulgakov V.G., Gnilomedov V.D., Katkova M.N., Petrenko G.I.,
Sorokina A.S.* , Synzynys B.I.*

Federal State Budgetary Institution SPA Typhoon

4 Pobeda st., Obninsk, Kaluga reg., 249038 Russia

* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU «MEPhI»

1 Studgorodok, Russia, 249040, Obninsk, Kaluga Region

ABSTRACT

The paper seeks to compare volumetric activities of $^{239+240}\text{Pu}$ and ^{238}Pu isotopes in the atmospheric surface layer in the locations of various local sources of radioactive pollution and to characterize them from the ratio of isotopes of ^{238}Pu to $^{239+240}\text{Pu}$. Based on these data and results of special studies of the activity of these isotopes in the radiation from the remote object areas, to assess the global man-made background of the plutonium isotopes in near-ground atmosphere. Survey targets are the region of a nuclear power plant with Kursk as an example, the territory polluted as a result of the Chernobyl accident, for example Bryansk, the location of the radioactive material reprocessing enterprise PA «Mayak» in Chelyabinsk region, for example Novogorny settlement, and Obninsk as the area of research nuclear reactors. The paper considers the dynamics of volumetric activity in the areas under investigation from 1992 to 2015; the most polluted areas and the areas with the lowest content of plutonium isotopes in the atmospheric surface layer are specified. The reasons of changes in the levels of volumetric activity by years and seasons are established. The ratio of isotopes $^{238}\text{Pu} / ^{239+240}\text{Pu}$ is characterized by considering the sources of radioactive contamination, assessed the possibility of using this indicator to identify emission sources. Considered local sources ranked by level of influence on the pollution by isotopes of plutonium.

In the period under review the volumetric activity of plutonium isotopes at all sites did not exceed the admissible volumetric activity in the air inhaled by population from Norms of Radiation Safety (NRB-99/2009) equal to $2,5 \cdot 10^{-3}$ Bq/m³. The considered sources of radioactive pollution have been characterized from the ratio of ^{238}Pu to $^{239+240}\text{Pu}$ isotopes.

Key words: monitoring, volumetric activity, plutonium, surface layer of the atmosphere, nuclear power plants, radioactive pollution, radiochemical enterprise.

REFERENCES

1. IAEA. Safe handling and storage of plutonium. *Safety Report Series*. 2001, no.9, 124 p.
2. Bekman I.N. Plutonium. Part 11. Available at:
<http://profbeckman.narod.ru/Pluton.htm> (in Russian).
3. Plutonium fuel an assessment. Report by an Expert Group. OECD, France. 168 p.
4. The radiation situation in Russia and the Neighboring States in 2014. Annual Report. Moscow. VNIIGMI-MCD Publ., 2015. 322 p. (in Russian).
5. Yablokov A.V., Nesterenko V.B., Nesterenko A.V. Chernobyl: consequences of the catastrophe for people and nature. Saint-Petersburg. Gidrometeoizdat Publ., 2007. 376 p. (in Russian).
6. Miyake Y., Katsuragi Y., Sugimura Y. Deposition of plutonium in Tokyo through the end of 1966. *Papers Meteor. Geophys.* 1968, v. 19, pp. 267-276.
7. Pan V., Stevenson K.A. Temporal variation analysis of plutonium baseline concentration in

- surface air from selected sites in the continental US. *Journal of Environmental Radioactivity*. 1996, v. 32, pp. 239-257.
8. Thakur P., Khaing H., Salminen-Paatero S. Plutonium in the atmosphere: A global perspective. *Journal of Environmental Radioactivity*. 2017, v. 175-176, pp. 39-51.
9. USSR nuclear tests: the modern radio-ecological status of landfills. Ed. by prof. V.A. Logachev. Moscow. IzdAT Publ., 2002. 639 p. (in Russian).
10. Katsumi Hirose, Yasuhito Igarashi, Michio Aoyama, Takashi Miyao. Long-term trends of plutonium fallout observed in Japan. *Plutonium in the Environment*, Elsevier Science, pp. 251-266.
11. Mietelski Jersey W. Plutonium in the environment of Poland (a review). *Plutonium in the Environment*, Elsevier Science, pp. 401-412.
12. Ezherinskis Zh., Hou X.L., Druteikiene R., Puzas A., Shapolaite J., Gvozdaite R., Gudelis A., Buivydas Sh., Remeikis V. Distribution and source of ^{129}I , $^{239,240}\text{Pu}$, ^{137}Cs in the environment of Lithuania. *Journal of Environmental Radioactivity*. 2016, v. 151 (part 1), pp. 166-173.
13. Lehto J., Salminen S., Jaakkola T., I. Outola, S. Pulli, J. Paatero, M. Tarvainen, S. Ristonmaa, R. Zilliacus, A. Ossintsev, V. Larin. Plutonium in the air in Kurchatov, Kazakhstan. *Science of the Total Environment*. 2006, v. 366, pp. 206-217.
14. Chamizo E., Garsna-Leyn M., Enamorado S.M., M.C. Jiménez-Ramos, L. Wacker. Measurement of plutonium isotopes, ^{239}Pu and ^{240}Pu , in air-filter samples from Seville (2001–2002). *Atmospheric Environment*. 2010. v. 44, iss. 15, pp. 1851-1858.
15. Hirose K., Igarash, Y., Aoyama M., Kim C. K., Kim C. S. and Chang B. W. Recent trends of plutonium fallout observed in Japan: plutonium as a proxy for desertification. *J. Environ. Monit.* 2003, v. 5, pp. 302-307.
16. Chernobyl: Radioactive contamination of natural environments. Ed. by Y. A. Izrael. Leningrad. Gidrometeoizdat Publ., 1990. 296 p. (in Russian).
17. Tereshchenko N. N., Polikarpov G.G., Lazorenko G. E. Radio-ecological situation in the Black sea in relation to plutonium: the contamination levels of the ecosystem components and the dose rates on biota. *Morskij Ecologichnyj Zhurnal*. 2007, pp. 25-38 (in Russian).
18. Yablokov A.V. The Myth of the insignificance of the Chernobyl catastrophe. Moscow. Centr Ecologicheskoy Politiki Rossii Publ., 2001. 112 p. (in Russian).
19. Makhon'ko K. P. Wind lift radioactive dust from the ground. Obninsk. Roshydromet Publ., 2008. 427 p. (in Russian).
20. Radiation Safety Norms (NRB-99/2009). SanPin 2.6.1.2523-09. – To replace NRB-99: approved by the Ministry of Health of the RF on July 7, 2009. Put into effect as of September 1, 2009. Moscow, 2009, 61 p. (in Russian).

Authors

Bulgakov Vladimir Georgievich, Deputy Director of FSBI SPA «Typhoon»,
Director of IAM

E-mail: vbulgakov@rpattyphoon.ru

Gnilomedov Vladimir Dmitrievich, Senior Researcher
E-mail: vdg@rpattyphoon.ru

Katkova Margarita Nikolaevna, Head of Laboratory
E-mail: katkova@rpattyphoon.ru

Petrenko Galina Ivanovna, Senior Researcher
E-mail: petrenko@rpattyphoon.ru

Sorokina Anna Sergeevna, 2nd year Master's Course Student
E-mail: sorokina_91_2010@mail.ru

Synzynys Boris Ivanovich, Professor
E-mail: kozmin@iate.obninsk.ru

КРИТЕРИИ ОКУПАЕМОСТИ ИНВЕСТИЦИЙ В ЯДЕРНУЮ ЭНЕРГЕТИКУ

В.В. Харитонов, Н.Н. Костерин

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»
115409 Россия, Москва, Каширское шоссе, д. 31



Впервые получены аналитические взаимосвязи между критериями эффективности инвестиций (чистый дисконтированный доход NPV , приведенная стоимость электроэнергии $LCOE$, внутренняя норма доходности IRR , дисконтированный период окупаемости T_{OK} , приведенные затраты Z) и основными технико-экономическими параметрами реакторов (капитальные затраты K , эксплуатационные затраты Y , выручка R , периоды сооружения T_c и эксплуатации T_{AEC}), характеризующими прибыльность и конкурентоспособность АЭС на микроэкономическом уровне. В расчетах использована степенная функция дисконтирования денежных потоков. Показано, что совместный анализ всего комплекса критериев эффективности инвестиций (а не только $LCOE$, как это часто делается) позволит избежать противоречий в оценке прибыльности проекта АЭС и сформулировать оптимальные требования к технико-экономическим параметрам реакторов и условиям конкурентоспособности проектов АЭС на микроэкономическом уровне.

Полученные аналитические выражения позволяют решать не только традиционную «прямую задачу» – оценивать критерии эффективности по прогнозам капитальных и эксплуатационных затрат и потока прибыли, но и, что не менее важно, «обратную задачу» – исходя из желаемых величин критериев эффективности оценивать ограничения на капитальные и эксплуатационные затраты, т.е. выявлять «инвестиционные коридоры».

В связи с неопределенностью в долгосрочном прогнозировании денежных потоков при сооружении и эксплуатации АЭС, необходимом для оценки эффективности инвестиций, приводятся оценки инвестиционных рисков проекта АЭС методом Монте-Карло.

Ключевые слова: критерии эффективности инвестиций, ядерная энергетика, реактор, капитальные и эксплуатационные затраты, выручка, ставка дисконтирования, конкурентоспособность АЭС, метод Монте-Карло.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время на глобальном олигополистическом рынке сооружений АЭС формируется жесткая конкуренция компаний, предлагающих проекты ядерных реакторов поколений «III» и «III+» [1 – 3]. Для оценки конкурентоспособности реакторов различного дизайна используют ряд критериев (индикаторов), которые удобно разделить на три уровня: микроуровень, мезоуровень и макроуровень [4, 5]. Однако первичным «ядром» системы индикаторов конкурентоспособности проекта АЭС является такой набор технико-экономических параметров реактора, который

обеспечивает инвестиционную привлекательность проекта, т.е. его гарантированную окупаемость или прибыльность (микроуровень).

После опубликования в 2000 г. рекомендаций МАГАТЭ [6] по экономической оценке тендерных предложений в отношении АЭС на основе «приведенной стоимости электроэнергии» на всем жизненном цикле электрогенерирующей установки *LCOE* (Levelized Cost of Electricity) в зарубежной и отечественной литературе величина *LCOE*, представляющая собой минимальную стоимость отпускаемой электроэнергии, становится основным критерием конкурентоспособности проектов различных электростанций [7 – 12]. Однако главным критерием прибыльности инвестиционного проекта служит так называемый «чистый дисконтированный доход» *NPV* (Net Present Value) [1, 13 – 18]. Из его математического определения вытекают другие вспомогательные критерии: приведенная стоимость электроэнергии *LCOE*, внутренняя норма доходности проекта (*IRR*) и дисконтированный период окупаемости инвестиций (*T_{ок}*). Акцент в ряде работ только на приведенной стоимости электроэнергии, являющейся действительно удобным параметром для сравнения различных электрогенерирующих установок, может привести к противоречию с критерием прибыльности проекта *NPV*. В ряде работ, например, [11, 12, 19, 20], при экономическом анализе проектов АЭС обсуждаются критерии *NPV*, *LCOE* и *IRR*, но их взаимовлияние не исследовано.

Поэтому целью работы является определение аналитической взаимосвязи между технико-экономическими параметрами ядерных реакторов и критериями эффективности инвестиций в АЭС, характеризующими конкурентоспособность (окупаемость) АЭС на микроэкономическом уровне. В связи с неопределенностью в долгосрочном прогнозировании денежных потоков при сооружении и эксплуатации АЭС, необходимом для оценки эффективности инвестиций, приводятся результаты оценки инвестиционных рисков проекта АЭС методом Монте-Карло.

ЧИСТЫЙ ДИСКОНТИРОВАННЫЙ ДОХОД

Чистый дисконтированный доход *NPV* (руб.) – это приведенная к начальному моменту времени накопленная (суммированная) за время жизненного цикла *T* (лет) «чистая дисконтированная прибыль» [1, 6, 8, 13 – 16]. Учитывая, что ежегодные денежные затраты (оттоки) $C_t = K_t + Y_t$ (руб./год) делят для удобства анализа на две составляющие – *капитальные затраты* *K_t* и *эксплуатационные затраты* *Y_t* (например, как на рис. 1), общее выражение для *NPV* разбивается на две части с разными пределами суммирования:

$$NPV = \sum_{t=1}^T \frac{R_t - C_t}{(1+p)^t} = -\sum_{t=1}^{T_c} \frac{K_t}{(1+p)^t} + \sum_{t=T_c+1}^T \frac{R_t - Y_t}{(1+p)^t}. \quad (1)$$

Здесь $R_t - C_t$ – чистая прибыль в году *t*, определяемая как разность между потоком ожидаемой ежегодной выручки (Revenue) *R_t* и потоком ожидаемых расходов (Costs) *C_t*. Каждая годовая разница ($R_t - C_t$) приводится к начальному моменту времени путем умножения на коэффициент приведения (коэффициент дисконтирования) $(1+p)^{-t}$. Величина *p* (1/год) – ставка (норма) дисконтирования. Она характеризует годовую доходность проекта аналогично доходности (проценту) банковского вклада (депозита) и должна превышать стоимость привлекаемого для инвестиций капитала. Существуют многочисленные рекомендации для выбора ставки дисконтирования с учетом инфляции, рисков инвестиций и других факторов, влияющих на доходность проекта [6, 8, 11, 12, 17, 18]. Для предварительных сравнительных оценок разных энергетических проектов за рубежом часто используют одинаковые ставки дискон-

тирования 3, 5 (или 7) и 10 %/год [9, 19, 18]. В формуле (1) видно, что капитальные затраты учитываются только во время строительства объекта в период времени длительностью T_C , т.е. от $t = 0$ до $t = T_C$ (см. рис.1), а эксплуатационные затраты Y_t и выручка R_t – только в процессе эксплуатации продолжительностью T_E , т.е. с момента времени $t = T_C$ до $t = T \equiv T_C + T_E$. Моментом приведения в формуле (1) является первый год проекта. В ряде работ за год приведения принимается первый год эксплуатации объекта. Результат расчета NPV от выбора года приведения не зависит.

Предпочтительными являются инвестиции с наибольшим положительным чистым дисконтированным доходом (неотрицательным), т.е. с накопленной прибылью. Иначе говоря, инвестиционные расходы на сооружение АЭС должны покрываться и окупаться за счет генерации и продажи электроэнергии. Следовательно, знак критерия NPV означает, что проект прибыльный ($NPV > 0$) или убыточный ($NPV < 0$) к концу его жизненного цикла. При $NPV = 0$ проект окупается только в момент окончания его жизненного цикла, который для АЭС может превышать 100 лет.

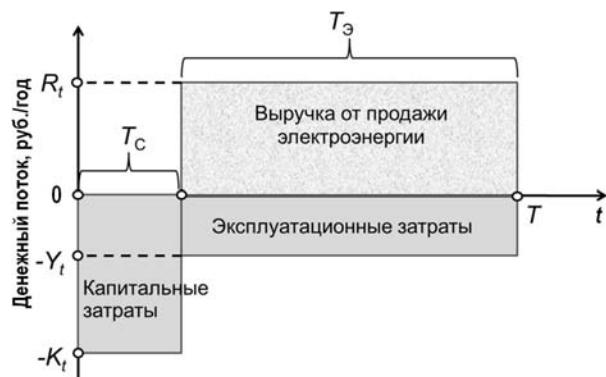


Рис.1. Базовая схема ожидаемых ежегодных денежных потоков инвестиционного проекта (сооружение и эксплуатация электростанции) на всем протяжении жизненного цикла длительностью T

Отметим, что критерий NPV предназначен только для определения условий прибыльности проекта. Распределение прибыли, генерируемой в процессе реализации инвестиционного проекта, – это совсем другая задача, которая здесь не рассматривается (см. [14, 15, 21, 22]).

Рассмотрим сначала идеальный (лучший) вариант проекта в приближении «быстро строим, когда $T_C \rightarrow 0$, и долго эксплуатируем, когда $T \approx T_E \rightarrow \infty$ », дающий наглядные соотношения для критериев. Предположим для простоты, что ежегодные выручка и эксплуатационные затраты неизменны и соответственно равны $R_t = R$, $Y_t = Y$ (базовый вариант). Тогда в правой части (1) первая сумма есть полные капитальные затраты $(-K)$, а вторая сумма представляет собой бесконечно убывающую геометрическую прогрессию со знаменателем прогрессии $q = (1+p)^{-1}$, сумма которой равна $(R - Y)/p$. В итоге при заданных технико-экономических параметрах реактора (K, Y, R) для NPV получаем наивысшее значение:

$$NPV \leq -K + (R - Y)/p. \quad (2)$$

В общем случае для определенных сроков строительства T_C (лет) и эксплуатации T_E (лет) АЭС из (1) вместо (2) получаем удобное для дальнейшего анализа выражение

$$NPV = -K \cdot f_K + (R - Y) \cdot f_Y / p \leq -K + (R - Y) / p, \quad (3)$$

где безразмерные коэффициенты $f_K \leq 1$ и $f_Y \leq 1$, учитывающие сроки сооружения и

эксплуатации АЭС, определяются формулами

$$f_K = \frac{1}{K} \sum_{t=1}^{T_c} \frac{K_t}{(1+p)^t}; \quad f_Y = \frac{p}{R-Y} \sum_{t=T_c+1}^T \frac{R_t - Y_t}{(1+p)^t}, \quad (4)$$

где R и Y – выручка и эксплуатационные затраты в первый год эксплуатации реактора. В частном случае, когда постоянны ежегодные затраты и выручка (как на рис.1), суммы в (4) представляют собой суммы геометрических прогрессий, так что коэффициенты принимают вид явных аналитических функций от сроков сооружения (T_c) и эксплуатации (T_3) АЭС и ставки дисконтирования денежных потоков (p):

$$f_K = \frac{1 - (1+p)^{-T_c}}{p T_c}; \quad f_Y = \frac{1 - (1+p)^{-T_3}}{(1+p)^{T_c}}. \quad (5)$$

Причем всегда $f_K > f_Y$, поэтому неравенство в (3) выполняется. В идеальном случае ($T_c \rightarrow 0$, $T_3 \rightarrow \infty$) имеем $f_K = f_Y = 1$ независимо от ставки дисконтирования. Например, если $T_c = 6$ лет, $T_3 = 60$ лет и $p = 10\%/\text{год}$, то имеем $f_K = 0,726$ и $f_Y = 0,563$. При уменьшении ставки дисконтирования коэффициент f_K монотонно увеличивается, стремясь к единице, а коэффициент f_Y проходит через максимум и стремится к нулю при $p \rightarrow 0$ (как $\approx p T_3$).

Численный пример. Пусть реактор мощностью 1000 МВт может выработать за год 7 млрд. кВт·ч электроэнергии при коэффициенте использования установленной мощности КИУМ = 0,8. Продавая электроэнергию по цене 50 \$/(МВт·ч), АЭС получит годовую выручку $R = 350$ млн. \$/год. При эксплуатационных затратах $Y = 150$ млн. \$/год и ставке дисконтирования $p = 10\%/\text{год}$ проект АЭС с таким реактором будет прибыльным при капитальных затратах менее $K < 2$ млрд. \$ в идеальном случае.

Если реактор сооружается $T_c = 6$ лет и эксплуатируется $T_3 = 60$ лет, то, согласно (3) и (5), при $p = 10\%/\text{год}$ проект будет прибыльным при $K < 1,4$ млрд. \$ ($f_K = 0,726$ и $f_Y = 0,563$). Если реактор стоит 5 млрд. \$, то прибыльность достигается только при очень дешевых кредитах $p < 3\%/\text{год}$ ($f_K = 0,903$ и $f_Y = 0,695$). Как видно, увеличение сроков строительства АЭС существенно ухудшает эффективность инвестиций (даже без учета штрафов, процентов и т.п.).

Итак, главный критерий эффективности инвестиций NPV , определяемый выражениями (1) – (3), должен быть положительным (больше нуля) с целью обеспечения прибыльности инвестиционного проекта. Насколько больше нуля? Найти ответ на этот вопрос помогают вспомогательные и более удобные критерии эффективности, вытекающие из определения NPV : дисконтированный период окупаемости T_{OK} , приведенная стоимость электроэнергии $LCOE$ и внутренняя норма доходности IRR (Internal Rate of Return). Рассмотрим взаимосвязи этих критериев с NPV , ставкой дисконтирования и технико-экономическими параметрами реакторов (K, Y, R, T_c, T_3).

ДИСКОНТИРОВАННЫЙ ПЕРИОД ОКУПАЕМОСТИ

Данный критерий определяется последовательным расчетом $NPV(t)$ как функции времени (длительности жизненного цикла T). Как показано на рис. 2, к моменту окончания сооружения АЭС ($T = T_c$) величина NPV достигает наибольшего отрицательного значения вследствие понесенных капитальных затрат. Затем с ростом времени $T > T_c$ отрицательная величина NPV уменьшается благодаря прекращению капитальных вложений и поступлению доходов от продажи продукции, и в момент времени T_{OK} кривая $NPV(T)$ проходит через ноль. Это является моментом (точкой) окупаемости проекта. Дальнейшее увеличение длительности жизненного цикла проекта (эксплуатации электростанции) приводит к росту положительной величины NPV , достигающей наибольшего значения к окончанию эксплуатации АЭС.

Наилучшим является инвестиционный проект с наименьшим периодом окупаемости (периодом возврата инвестиций). В общем случае для численного расчета T_{OK} достаточно во втором слагаемом выражений (1) или (4) верхний предел суммирования T заменить на T_{OK} и приравнять NPV нулю.

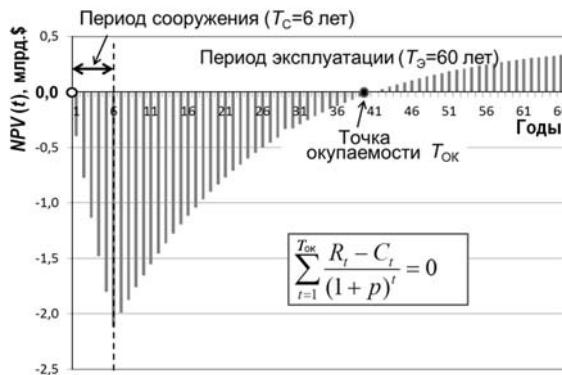


Рис. 2. Пример зависимости чистого дисконтированного дохода инвестиционного проекта NPV от длительности жизненного цикла T (лет)

В частном случае, когда постоянны ежегодные затраты и выручка (см. рис. 1), используя соотношения (3) и (4), получаем явную взаимосвязь периода окупаемости $\Theta = T_{OK} - T_c$ проекта с технико-экономическими параметрами реактора и с величиной NPV в виде

$$\Theta = \frac{-\ln\left(1 - K \frac{(1+p)^{T_c} - 1}{(R - Y)T_c}\right)}{\ln(1+p)}, \quad \frac{NPV}{K \cdot f_K} = \frac{1 - (1+p)^{-T_3}}{1 - (1+p)^{-\Theta}} - 1. \quad (6)$$

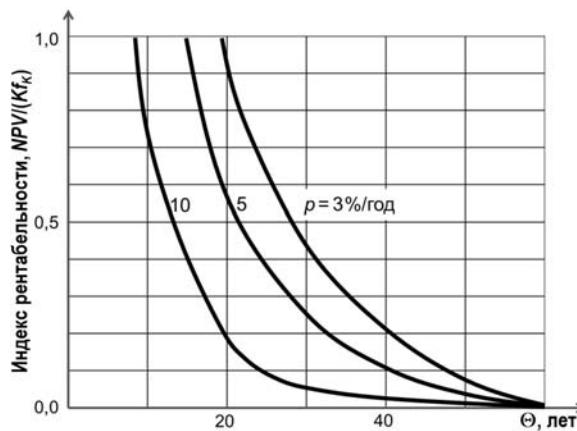


Рис.3. Зависимость индекса прибыльности инвестиционного проекта $NPV/(Kf_K)$ от периода окупаемости Θ (от начала эксплуатации, лет) и ставки дисконтирования p при длительности эксплуатации АЭС $T_3 = 60$ лет. Расчет по (6)

Задавая целевое значение периода окупаемости (отсчитываемого от начала эксплуатации реактора) $\Theta = T_{OK} - T_c$, можно из (6) получить необходимую для этого величину $NPV > 0$. Отношение $NPV/(Kf_K)$ называют приведенным индексом прибыльности проекта. Согласно выражению (6), при $NPV = 0$ проект окупается в момент завершения его жизненного цикла $\Theta = T_3$. С уменьшением желаемого периода окупаемости ($\Theta < T_3$) величина требуемого NPV возрастает (рис. 3). Например, чтобы период окупаемости не превышал $\Theta = 15$ лет после начала эксплуатации (длитель-

ность которой $T_3 = 60$ лет, а период сооружения реактора $T_C = 6$ лет), величина NPV должна быть больше $0,43K$ (с учетом $f_K \approx 0,726$) при $p = 10\%/\text{год}$, а при $p = 3\%/\text{год}$ требуемая величина NPV возрастает в 3,4 раза до $NPV > 1,46K$ (с учетом $f_K \approx 0,903$).

При больших капитальных затратах столь высокие значения NPV могут быть не реализованы из-за ограничений на выручку от продажи электроэнергии. Такова «цена» за желаемое сокращение срока окупаемости проекта.

ВНУТРЕННЯЯ НОРМА ДОХОДНОСТИ IRR

Как следует из выражений (1) – (3), величина NPV существенно снижается с ростом ставки дисконтирования. *Максимально возможная ставка дисконтирования, при которой $NPV = 0$ в конце жизненного цикла, называется внутренней нормой доходности IRR , т.е. при $p = IRR$ имеем $NPV = 0$ и $T_{OK} = T_C + T_3$.* Важно подчеркнуть, что для безубыточности проекта ставка дисконтирования может варьироваться в пределах от нуля до IRR . Величина IRR важна также для оценки верхнего уровня процентной ставки привлеченных финансовых ресурсов (кредита). Соответственно, чем выше IRR , тем больше возможностей найти необходимое количество инвестиционных ресурсов на рынке. Чем больше величина IRR и разность ($IRR - p$), тем более положительным оказывается NPV и тем устойчивее проект (меньше риски).

В общем случае определить величину IRR можно итерационно численным расчетом. В частном случае, когда постоянны ежегодные затраты и выручка (см. рис.1), существует аналитическая связь между внутренней нормой доходности и технико-экономическими параметрами реактора, которую находим с помощью (3) и (5), заменяя в последней формуле p на IRR :

$$IRR \cdot f_K(IRR)/f_Y(IRR) = (R - Y)/K. \quad (7)$$

В идеальном случае «быстро строим и долго эксплуатируем», когда $f_K/f_Y \approx 1$, получаем из (7) или непосредственно из (2)

$$IRR \leq (R - Y)/K; \quad NPV/K = IRR/p - 1. \quad (8)$$

Как видно, внутренняя норма доходности IRR линейно увеличивается с ростом разности ($R - Y$) между выручкой и эксплуатационными издержками (т.е. с ростом годовой прибыли) и гиперболически уменьшается с ростом капитальных затрат K . Например, для АЭС при $K = 2,5$ млрд. \$, $Y = 150$ млн. \$/год и $R = 400$ млн. \$/год получаем $IRR = 0,1 \text{ год}^{-1}$ (10%/год). Если блок АЭС стоит $K = 5$ млрд. \$, то при прочих равных условиях $IRR \leq 5\%/\text{год}$, что требует более дешевых кредитов, недоступных в отечественных банках.

Явную аналитическую зависимость NPV от IRR и длительностей сооружения T_C и эксплуатации T_3 АЭС можно получить в случае, когда постоянны ежегодные затраты и выручка (см. рис.1) с помощью выражений (3) и (5). В итоге имеем

$$\frac{NPV}{K \cdot f_K} = \frac{(1+IRR)^{T_C} - 1}{1 - (1+IRR)^{-T_3}} \cdot \frac{1 - (1+p)^{-T_3}}{(1+p)^{T_C} - 1} - 1. \quad (9)$$

При заданной величине IRR , определяемой отношением $(R - Y)/K$, в общем случае требуются более высокие значения NPV по сравнению с идеальным случаем.

ПРИВЕДЕНАЯ СТОИМОСТЬ ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ

Входящую в выражение для NPV годовую выручку R от продажи электроэнергии можно представить в виде произведения годовой производительности электростанции E (кВт·ч/год) на цену $\bar{Ц}$ единицы проданной (отпущененной) продукции

(руб/(кВт·ч)): $R = E \cdot \bar{C}$. Очевидно, что чем меньше отпускная цена, тем меньше выручка и NPV . Минимально возможная цена продукции, при которой $NPV = 0$, и проект окупается в конце его жизненного цикла, называется приведенной стоимостью единицы продукции или приведенной себестоимостью (в нашем случае $\min \bar{C} \equiv LCOE$). Предпочтителен тот проект, для которого приведенная (дисконтированная) стоимость электроэнергии минимальна и ниже рыночной стоимости. Согласно (3), имеем

$$LCOE = (p_{\text{эфф}} K + Y)/E \geq (pK + Y)/E; \quad NPV = Z \cdot (\bar{C}/LCOE - 1). \quad (10)$$

Здесь $p_{\text{эфф}} = p \cdot f_K/f_Y \geq p$ – эффективная «норма амортизации капитальных затрат»; $Z = Kf_K + (Y/p)f_Y$ – полные приведенные затраты за весь период жизненного цикла; безразмерные коэффициенты f_K и f_Y определяются выражениями (4) или (5). Отметим, что приведенные затраты Z широко используются для сравнения проектов с одинаковым типом продуктов, например, различных электростанций. Предпочтительным считается проект с минимальными приведенными затратами, что обеспечивает наибольшую величину NPV и наименьшую величину приведенной стоимости электроэнергии при прочих равных условиях.

Из последнего выражения в (10) следует, что величина NPV определяется двумя параметрами: полными приведенными затратами Z и превышением отпускной цены \bar{C} над $LCOE$ (т.е. «маржой») (рис. 4). Величина $LCOE$ должна быть меньше существующего в данном регионе тарифа на электроэнергию \bar{C} . В противном случае проект АЭС (или ТЭС, или СЭС и др.) убыточен. Из определения $LCOE$ следует, что проекты с высокими капитальными затратами, характерными для АЭС, могут быть успешными (иметь наименьшую $LCOE$) при малых ставках дисконтирования (малых pK), т.е. при дешевых кредитах.

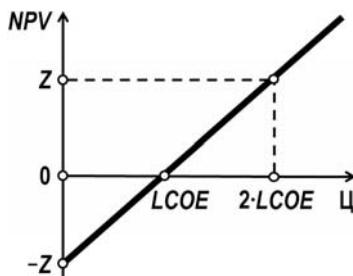


Рис. 4. Зависимость чистого дисконтированного дохода инвестиционного проекта NPV (руб.) от цены отпускаемой электроэнергии \bar{C} (руб./(кВт·ч)). $LCOE$ – приведенная стоимость электроэнергии (10)

Например, пусть $E = 7$ млрд. кВт·ч/год, $Y = 0,15$ млрд. \$/год и $K = 3$ млрд. \$. Если реактор сооружается $T_C = 6$ лет и эксплуатируется $T_3 = 60$ лет, то при $p = 5\%/\text{год}$ коэффициенты $f_K = 0,846$ и $f_Y = 0,706$, что дает $p_{\text{эфф}} \approx 6\%/\text{год}$, $Z \approx 4,65$ млрд. \$ и $LCOE \approx 47$ \$/(МВт·ч) (примерно на 9% дороже, чем в идеальном случае). При отпускной цене на электроэнергии $\bar{C} = 55$ \$/(МВт·ч) величина IRR составит всего около 6,5%/год, период окупаемости $\Theta \approx 26$ лет и $NPV \approx 0,78$ млрд. \$. В рассмотренном примере внутренняя норма доходности проекта едва превышает ставку дисконтирования, что делает проект весьма рискованным.

РИСКИ ИНВЕСТИЦИОННОГО ПРОЕКТА

Точность оценок критерии эффективности инвестиций зависит от точности прогнозирования денежных потоков K_t , Y_t и R_t на всех стадиях жизненного цикла электростанции. Задавая некоторый диапазон возможных значений технико-экономических параметров реактора и условий его эксплуатации (табл. 1), можно методом Монте-Карло

оценить дисперсию критериев эффективности инвестиций в АЭС относительно базовых значений (рис. 5, табл. 2), т.е. риски проекта. В качестве примера рассмотрен гипотетический проект одноблочной АЭС с параметрами, приведенными в табл. 1. Вероятностное распределение величины каждого из исходных восьми параметров принято в виде широко распространенного PERT β -распределения, описанного, например, в [1]. Диапазон изменения каждого из восьми параметров для примера задан произвольно, но из области реальных значений.

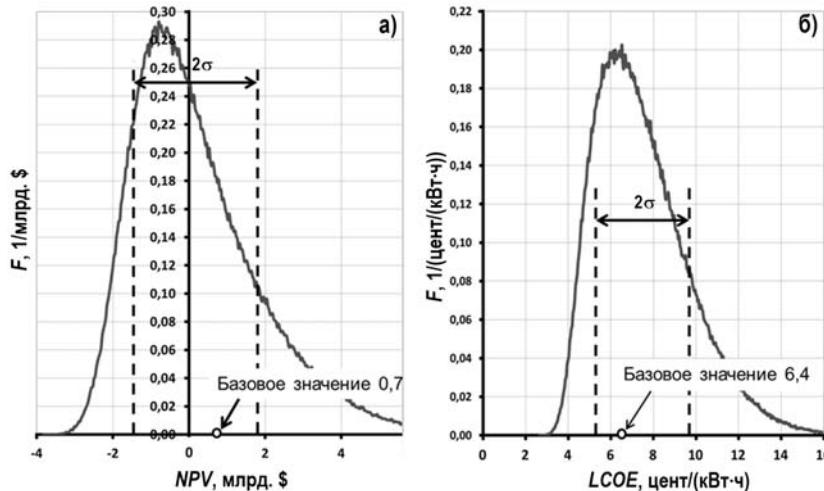


Рис. 5. Вероятностные распределения чистого дисконтированного дохода (NPV , млрд. \$) и приведенной стоимости электроэнергии ($LCOE$, цент/(кВт·ч)) инвестиционного проекта одноблочной АЭС с параметрами из табл. 1. Расчет по формулам (3), (5) и (10) методом Монте-Карло. Буквой σ обозначено среднеквадратичное отклонение. Базовое значение критерия из табл. 2

Таблица 1

Исходные данные для анализа рисков инвестиционного проекта одноблочной АЭС

№ п/п	Параметр	Базовое значение	Нижняя граница	Верхняя граница
1	Установленная мощность реактора (электрическая), МВт		1170	
2	КИУМ	0,88	0,60	0,93
3	Годовая выработка электроэнергии E , млрд.кВт·ч/год	9	6,1	9,5
4	Капитальные затраты K , млрд. \$	5	3	7
5	Эксплуатационные затраты Y , млн. \$/год	150	100	200
6	Срок строительства энергоблока T_C , лет	6	4	10
7	Срок эксплуатации энергоблока T_E , лет	60	30	75
8	Ставка дисконтирования r , %/год	7	3	15
9	Отпускная цена электроэнергии $Ц$, \$/(МВт·ч)	72	45	85
10	Годовая выручка $R = EЦ$, млн. \$/год	650	277	810

Выполнено более 1 млн. численных экспериментов (сценариев проекта) методом Монте-Карло и получены вероятностные распределения критериев, причем площади под кривыми распределений NPV и $LCOE$ равны единице. Как следует из рис. 5, разбросы критериев эффективности относительно базовых значений и, следовательно, риски рассмотренного проекта достаточно высоки. Так, площадь под кривой распределения NPV в отрицательной зоне (слева от $NPV = 0$) превышает площадь

под кривой в положительной зоне, т.е. вероятность убыточности проекта превышает вероятность его прибыльности. Наиболее вероятное значение NPV лежит в отрицательной зоне (рис. 5а). Вероятность превышения базового значения стоимости электроэнергии также велика (рис. 5б). Наиболее вероятное значение внутренней нормы доходности меньше 8%/год.

Таблица 2
**Расчет критериев эффективности инвестиций в одноблочную АЭС
(для базовых значений из табл. 1 при ставке дисконтирования $p = 7\%/\text{год}$)**

Критерий эффективности	В приближении $T_C = 0, T_{\exists} = \infty$	При $T_C = 6$ лет, $T_{\exists} = 60$ лет
Приведенные затраты Z , млрд. \$	7,1	5,37
Чистый дисконтированный доход NPV , млрд. \$	2,1	0,704
Приведенная стоимость электроэнергии $LCOE$, \$/(МВт·ч)	55	64
Доля капитальных затрат в $LCOE$, %	70	74
Внутренняя норма доходности IRR , %/год	10	8,1
Период окупаемости T_{OK} , лет	17	33
Период окупаемости после начала эксплуатации Θ , лет	17	27

Как уменьшить риски проекта? Полученные аналитические выражения для критериев эффективности позволяют провести анализ чувствительности критериев к исходным (проектным) технико-экономическим параметрам реактора. Затем, изыскивая возможности для коррекции (изменения) исходных данных инвестиционного проекта и уменьшения неопределенности его базовых технико-экономических параметров, можно добиться повышения эффективности инвестиций и снижения экономических рисков проекта.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Впервые получены явные аналитические взаимосвязи между критериями эффективности инвестиций ($NPV, LCOE, IRR, T_{OK}, Z$) и основными технико-экономическими параметрами реакторов ($K, Y, R, T_C, T_{\exists}$), характеризующими конкурентоспособность АЭС на микроэкономическом уровне. В расчетах использована степенная функция дисконтирования денежных потоков. Совместный анализ всего комплекса критериев эффективности инвестиций (а не только $LCOE$) и их дисперсии (например, методом Монте-Карло) позволит избежать противоречий в оценке прибыльности проекта АЭС и сформулировать оптимальные требования к технико-экономическим параметрам реакторов для повышения их конкурентоспособности, включая снижение экономических рисков.

Полученные аналитические выражения позволяют решать не только традиционную «прямую задачу» – оценивать критерии эффективности по прогнозам капитальных и эксплуатационных затрат и потока прибыли, но и, что не менее важно, «обратную задачу» – исходя из желаемых величин критериев эффективности оценивать ограничения на капитальные и эксплуатационные затраты, т.е. выявлять «инвестиционные коридоры».

Литература

- Харитонов В.В. Динамика развития ядерной энергетики. Экономико-аналитические модели. – М.: НИЯУ МИФИ, 2014. – 328 с.
- The Generation IV International Forum. Электронный ресурс:
https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9260/public (дата обращения 25.03.2017).

ЭКОНОМИКА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

3. Ядерная энергетика. Проблемы. Решения / Под ред. М.Н. Стриханова. – В 2-х частях. – Часть 1. – М.: ЦСПиМ, 2011. – 424 с.
4. Мезоэкономика развития / под ред. чл.-корр. РАН Г.Б. Клейнера. Центральный экономико-математический ин-т РАН. – М.: Наука, 2011. – 805 с.
5. Черняховская Ю.В. Интегрированные продажи АЭС: как это работает? Экономические и организационные аспекты. – Доклад 8 июля 2016 г. на тематическом семинаре Курчатовского ядерно-технологического комплекса НИЦ «Курчатовский институт» (рук. С.М. Зарицкий). / Электронный ресурс: <http://www.nrcki.ru/pages/main/5509/5566/7513/index.shtml> (дата обращения 25.10.2016).
6. Economic Evaluation of Bids for Nuclear Power Plants. 1999 Edition. Technical Reports Series No. 396, IAEA, Vienna, 2000. – 224 p.
7. Cost estimating guidelines for generation IV nuclear energy systems. GIF/EMWG/2007/004. Revision 4.2. September 26, 2007. – 181 p.
8. INPRO Methodology for Sustainability Assessment of Nuclear Energy Systems: Economics. INPRO Manual. IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-4.4. IAEA, Vienna, 2014. – 92 p.
9. Projected Costs of Generating Electricity. 2015 Edition. International Energy Agency (IEA), Nuclear Energy Agency (NEA). OECD, 2015. – 212 p.
10. Данилова Т. Экономика АЭС: фокус на кВт·ч. // Атомный эксперт. – 2014. – № 5-6 (26-27). – С. 9-15.
11. Economic analysis for the Paksh II nuclear power project. A rational investment case for Hungarian State resources. 09.2015. Электронный ресурс: <http://www.kormany.hu/download/a/84/90000/2015%20Economic%20analysis%20of%20Paks%20II.pdf>
12. Mari Carlo. The costs of generating electricity and the competitiveness of nuclear power // Progress in Nuclear Energy. – 2014. – Vol. 73. – PP. 153-161.
13. Харитонов В.В., Молоканов Н.А. Аналитическая модель стратегии саморазвития ядерной энергетики (часть 1). // Экономические стратегии. – 2012. – №5. – С. 6-16.
14. Харитонов В.В., Молоканов Н.А. Аналитическая модель стратегии саморазвития ядерной энергетики (часть 2). // Экономические стратегии. – 2012. – №6-7. – С. 94-107.
15. Харитонов В.В., Молоканов Н.А. Аналитическая модель эффективности инвестиционных проектов в энергетике. // Экономический анализ: теория и практика. – 2013. – Т. 319. – № 16. – С. 38-51.
16. Харитонов В.В., Курельчук У.Н. Аналитические оценки эффективности инвестиций в горные проекты. // Горный журнал. – 2014. – № 9. – С. 100-106.
17. Berens W. Hawranek, Peter M. Manual for the preparation of industrial feasibility studies. – Vienna: UNIDO, 1991. – 386 p.
18. Виленский П.Л., Лившиц В.Н., Смоляк С.А. Оценка эффективности инвестиционных проектов. Теория и практика. – М.: Дело. Академия народного хозяйства, 2008. – 1104 с.
19. Nuclear New Build: Insights into Financing and Project Management. Nuclear Energy Agency, 2015. – 248 p. Электронный ресурс: <https://www.oecd-nea.org/ndd/pubs/2015/7195-nn-build-2015.pdf>.
20. Lovering Jessica R., Yip Arthur, Nordhaus Ted. Historical construction costs of global nuclear power reactors. // Energy Policy. – 2016. – №. 91. – PP. 371-382.
21. Клименко А.В. Может ли ядерная энергетика стать конкурентоспособной на свободном рынке энергии. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – № 4. – С.17-28.
22. Кархов А.Н. Перспективы развития атомной энергетики в условиях рынка. // Проблемы прогнозирования. – 2014. – №4. – С. 26-37.

Поступила в редакцию 25.11.2016 г.

Авторы

Харитонов Владимир Витальевич, профессор, д.ф.-м.н., Заслуженный работник высшей школы

E-mail: vvkharitonov@mephi.ru

Костерин Никита Николаевич, студент-дипломник

UDC 330.322.5: 338.5, 621.039.5

CRITERIA OF RETURN ON INVESTMENT IN NUCLEAR ENERGY

Kharitonov V.V., Kosterin N.N.

National Research Nuclear University «MEPhI» (Moscow Engineering Physics Institute)

31 Kashirskoe shosse, Moscow, 115409 Russia

ABSTRACT

For the first time, analytical relationships have been defined between the investment performance criteria (Net Present Value (NPV), Levelized Cost of Electricity ($LCOE$), internal rate of return (IRR), discounted payback period (T_C), and discounted costs (Z)) and basic engineering-economic parameters of nuclear reactors (capital costs K , annual operating costs Y , annual revenue R , NPP construction T_C and operation T_E periods), characterizing the NPP profitability and competitiveness at the microeconomic level. The power function of discounted cash flows was used in calculations.

It is shown that the joint analysis of the entire set of investment efficiency criteria (not only $LCOE$ as it often occurs) can help avoid contradictions in assessing the NPP project profitability and formulate optimal requirements for reactor engineering and economic parameters. The obtained analytical expressions provide solutions not only to the traditional «direct problem» (to assess projected performance criteria for capital and operating costs and profit stream) but, equally important, to solve the «inverse problem»: based on the desired values of efficiency criteria, to assess restrictions on capital and operating costs, i.e. identify «investment corridors».

Due to the natural uncertainty in long-term cash flow forecasting during the NPP construction and operation, to assess the efficiency of investments, the investment risk assessment results are presented by means of the Monte-Carlo method. The calculation results of probability distributions of the investment efficiency (profitability) criteria are presented for the specified ranges of the forecasting cash flow uncertainty. It is shown that the project unprofitability risk can be quite high. To reduce investment risks, it is necessary to justify the changes in basic reactor parameters (decrease in K , Y , T_C and increase in R and T_E) and uncertainty ranges in the initial data.

Key words: investment efficiency criteria, nuclear energy, nuclear power reactor, capital and operating costs, revenues, discount rate, NPP competitiveness, Monte Carlo method.

REFERENCES

1. Kharitonov V.V. Dynamic of nuclear energy development. Economic models. Moscow. MEPhI Publ., 2014. 328 p. (in Russian).
2. The Generation IV International Forum. Available at https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9260/public (accessed 25.03.2017).
3. Nuclear Power Engineering. Problems. Solutions. / Ed. by M.N. Strikhanov. Part 1. Moscow. CSPiM Publ., 2011. 424 p. (in Russian).
4. Mesoeconomy of Development. Ed. by G.B. Kleiner. Moscow. Nauka Publ., 2011. 805 p. (in Russian).
5. Chernyakhovskaya Y.V. Integrated Sales of Nuclear Power Plants: how it works? Report Jul 8 2016 in «Kurchatovsky Institute». Available at <http://www.nrcki.ru/pages/main/5509/5566/7513/index.shtml> (in Russian).
6. Economic Evaluation of Bids for Nuclear Power Plants. 1999 Ed. Techn. Rep. Ser. No. 396, IAEA, Vienna, 2000. 224 p.
7. Cost estimating guidelines for generation IV nuclear energy systems. GIF/EMWG/2007/004. Revision 4.2. September 26, 2007. 181 p.

8. INPRO Methodology for Sustainability Assessment of Nuclear Energy Systems: Economics. INPRO Manual. IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-4.4. IAEA, Vienna, 2014. 92 p.
9. Projected Costs of Generating Electricity. 2015 Ed. International Energy Agency (IEA), Nuclear Energy Agency (NEA). OECD, 2015. 212 p.
10. Danilova T. Economics of NPP: focus on kWh. *Atomnyj ekspert*, 2014, no. 5-6 (26-27), pp.9-15 (in Russian).
11. Economic analysis for the Paksh II nuclear power project. A rational investment case for Hungarian State resources. Available at <http://www.kormany.hu/download/a/84/90000/2015%20Economic%20analysis%20of%20Paks%20II.pdf> (accessed 09.2015).
12. Mari Carlo. The costs of generating electricity and the competitiveness of nuclear power. *Progress in Nuclear Energy*. 2014, v. 73, pp. 153-161.
13. Kharitonov V.V., Molokanov N.A. Analytical model of the strategy of nuclear energy self-development (part 1). *Economicheskie strategii*. 2012, no. 5, pp. 6-16 (in Russian).
14. Kharitonov V.V., Molokanov N.A. Analytical model of the strategy of nuclear energy self-development (part 2). *Economicheskie strategii*. 2012, no. 6-7, pp. 94-107 (in Russian).
15. Kharitonov V.V., Molokanov N.A. Analytical model of the project investment efficiency in energy. *Economiceskij analiz: teoriya i praktika*. 2013, v. 319, no. 16, pp. 38-51 (in Russian).
16. Kharitonov V.V., Kurelchuk U.N. Analytical evaluation of investment efficiency in mining project. *Gornyj zhurnal*. 2014, no. 9, pp. 100-106 (in Russian).
17. Berens W. Hawranek, Peter M. Manual for the preparation of industrial feasibility studies. Vienna: UNIDO, 1991. 386 p.
18. Vilenskyi P.L., Lifshits V.N., Smolyak S.A. The calculation of the project investment efficiency. Theory and practice. Moscow. Delo. Academiya Narodnogo Khozyajstva Publ., 2008. 1104 p. (in Russian)
19. Nuclear New Build: Insights into Financing and Project Management. Nuclear Energy Agency, 2015. 248 p. Available at <https://www.oecd-nea.org/ndd/pubs/2015/7195-nn-build-2015.pdf>.
20. Lovering Jessica R., Yip Arthur, Nordhaus Ted. Historical construction costs of global nuclear power reactors. *Energy Policy*. 2016, no. 91, pp. 371-382.
21. Klimenko A.V. Whether there can be a nuclear power to competitive energy in the free market. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2013, no. 4, pp. 17-28 (in Russian).
22. Karhov F.N. Development prospects of nuclear energy in market conditions. *Problemy prognozirovaniya*. 2014, no. 4, pp.26-37 (in Russian).

Authors

Kharitonov Vladimir Vital'evich, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: vvkharitonov@mephi.ru

Kosterin Nikita Nikolaevich, Graduate Student