

**Министерство образования и науки Российской Федерации
Обнинский институт атомной энергетики
Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ»
Ядерное общество России**

**ИЗВЕСТИЯ ВУЗОВ
ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ**

Издается с 1993 г.

N2 2015г.

СОДЕРЖАНИЕ

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

И.Л. Пиоро, П.Л. Кириллов

Ядерная энергия – основа производства электричества в будущем 5 (22)

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

М.А. Клеццева, А.В. Нахабов

Предсказание собственного энергопотребления АЭС с использованием методов интеллектуального анализа данных 24

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

О.И. Албутова, Д.А. Лукьянов

Исследование зависимости показаний секторной системы контроля герметичности оболочек тзволов реактора БН-800 от эксплуатационных параметров 32

Д.А. Бережной, С.Е. Кравцова, К.Н. Маловик

Оценивание нестабильности метрологических характеристик измерительных каналов исследовательских реакторов 39

МАТЕРИАЛЫ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

В.К. Милинчук, Э.Р. Клиншпонт, В.И. Белозеров

Автономный генератор водорода на основе химического разложения воды алюминием 49

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

*А.А. Зайцев, А.А. Казанцев, А.А. Лукьянов, О.В. Супотницкая, В.Н. Семенов, М.Ф. Филиппов,
А.Л. Фокин, С.В. Цаун*

Тестирование интегрированного программного средства по моделированию гипотетических аварий на РУ БН 60

М.Н. Слюняев, А.П. Будник, А.В. Сипачев

- Моделирование прямого преобразования кинетической энергии осколков деления урана в энергию лазерного излучения в движущейся аргон-ксеноновой пылевой плазме с наночастицами урана 71

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

Г.Л. Хорасанов, В.В. Колесов, В.В. Коробейников

- К вопросу получения водорода на базе ядерных технологий 81

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

В.К. Семенов, М.А. Вольман, В.С. Журавлева

- Опыт применения компьютерных технологий в вузовской подготовке специалистов для АЭС по программе «вуз-предприятие» 88

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

Н.П. Сердунь, В.И. Игнатенко, Г.С. Котиков

- Экспериментальные исследования теплогидравлических характеристик реактора ВК-300 на модели одиночной тяговой трубы 96

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

В.С. Внуков, В.И. Куликов, Л.И. Чкуасели

- Влияние аксиального распределения глубины выгорания ОТВС на значение $K_{\text{эфф}}$ контейнеров с отработавшим ядерным топливом 108

ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

П.А. Маслов, В.И. Матвеев, И.В. Малышева

- Уточнение величины натриевого пустотого эффекта реактивности в быстрых натриевых реакторах с помощью программ Монте-Карло 117

И.В. Деменева, В.А. Елисеев, Л.В. Коробейникова

- Коэффициенты чувствительности $k_{\text{эфф}}$ и КВ к параметрам топливной загрузки 126

В.И. Матвеев, И.В. Малышева, И.В. Бурьевский

- Физические характеристики быстрых натриевых реакторов большой мощности на перспективных видах топлива – нитридном и металлическом 132

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

Р.Р. Шошина, Г.В. Лаврентьев, Б.И. Сынзыныс

- Применение концептуальной модели зональности хронического действия ионизирующей радиации при изучении поведения радиостронция в сухопутных экосистемах 143

CONTENTS

CURRENT ISSUES IN NUCLEAR ENERGY

Pioro I.L., Kirillov P.S.

Nuclear power as a basis for future electricity generation	5
--	---

NUCLEAR POWER PLANTS

Kleshchyova M.A., Nakhabov A.V.

Prediction own energy consumption nuclear power plants using data mining methods 24 (31)
--

GLOBAL SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS OF NUCLEAR POWER INSTALLATIONS

Abutova O.I., Lukyanov D.A.

Investigation of the dependence testimony sector control system leak fuel cladding BN-600 reactor on the operational parameters 32 (37)

Bereznoj D.A., Kravtsova S.E., Malovik K.N.

Evaluation of instability of the metrological characteristics of research reactors measuring channels 39 (47)

NUCLEAR MATERIALS

Milinchuk V.K., Klinshpont E.R., Belozerov V.I.

Stand-alone hydrogen generator based on the chemical decomposition of water by aluminum 49 (58)

MODELLING PROCESSES AT NUCLEAR FACILITIES

Zajtsev A.A., Kazantsev A.A., Luk'yanov A.A., Supotnitskaya O.V., Semyonov V.N., Filippov M.F., Fokin A.L., Tsaun S.V.

Testing of the system code designed for simulation of hypothetical beyond design-basis accident on fast breeder reactor 60 (68)

Slyunyaev M.N., Budnik A.P., Sipachev A.V.

Modeling of direct conversion of uranium fission fragments kinetic energy to laser radiation energy in argon-xenon dusty plasma containing uranium nanoparticles 71 (79)
--

APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND TOOLS

Khorasanov G.L., Kolesov V.V., Korobeynikov V.V.

Concerning hydrogen production on the base of nuclear technologies 81 (86)
--

PERSONNEL TRAINING

Semenov V.K., Vol'man M.A., Zhuravlyova V.S.

- Experience of computer technology usage within university training for future specialists of nuclear power plants under the «university-enterprise» program 88 (94)

THERMAL PHYSICS AND THERMAL HYDRAULICS

Serdun' N.P., Ignatenko V.I., Kotikov G.S.

- Experimental study of thermal and hydraulic characteristics of VK-300 reactor in solitary uptake tube model 96 (106)

FUEL CYCLE AND NUCLEAR WASTE MANAGEMENT

Vnukov V.S., Kulikov V.I., Chkuaseli L.I.

- The influence of axial-burnup distribution on K_{eff} for casks with spent fuel 108 (116)

PHYSICS AND TECHNOLOGY OF NUCLEAR REACTORS

Maslov P.A., Matveev V.I., Malysheva I.V.

- Improvement the value of sodium void reactivity effect of the fast neutron reactor by the instrumentality of the Monte Carlo code 117 (124)

Demeneva I.V., Eliseev V.A., Korobeynikova L.V.

- Sensitivity coefficients of the neutron and physical reactor parameters to the fuel inventory parameters 126 (131)

Matveev V.I., Malysheva I.V., Bur'evsky I.V.

- Physical characteristics of the large size sodium cooled fast reactors with advanced nitride and metal fuel 132 (141)

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF NUCLEAR POWER

Shoshina R.R., Lavrentyeva G.V., Synzynys B.I.

- Application of zonality conceptual model of chronic effects of ionizing radiation for studying the behavior of radiostrontrium in terrestrial ecosystems 143 (149)

NUCLEAR POWER AS A BASIS FOR FUTURE ELECTRICITY GENERATION

Pioro I.L.* and Kirillov P.L.**

**University of Ontario Institute of Technology,
2000 Simcoe Str. North, Ontario, L1H 7K4, Canada*

***State Scientific Centre of the Russian Federation –
Institute for Physics & Power Engineering n.a. A.I. Lejpunsky (SSC RF-IPPE).
1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia*



It is well known that the electrical-power generation is the key factor for advances in any other industries, agriculture and level of living. In general, electrical energy can be generated by: 1) non-renewable-energy sources such as coal, natural gas, oil, and nuclear; and 2) renewable-energy sources such as hydro, wind, solar, biomass, geothermal and marine. However, the main sources for electrical-energy generation are: 1) thermal – primary coal and secondary natural gas; 2) «large» hydro and 3) nuclear. The rest of the energy sources might have visible impact just in some countries. The paper presents the current status of nuclear-power industry in the world and a comparison of nuclear-energy systems to other energy systems.

Key words: nuclear power industry, electricity generation, current status, thermal power plants, modern nuclear power plants, 4-th generation nuclear reactors.

INTRODUCTION

It is well known that the electrical-power generation is the key factor for advances in any other industries, agriculture and level of living. In Table 1, the comparison of the electrical energy consumption (EEC) per capita for different countries is given including also the human development index (HDI) by United Nations [1 – 5]. It can be seen that the lower EEC per capita, the lower is the HDI value.

In general, electrical energy (see Fig. 1a – 1h) can be generated by: 1) non-renewable-energy sources such as coal, natural gas, oil, and nuclear; 2) renewable-energy sources such as hydro, wind, solar, biomass, geothermal and marine. However, the main sources for electrical-energy generation are: 1) thermal – primary coal (41%) and secondary natural gas (21%); 2) «large» hydro (16%) and 3) nuclear (14%). The largest power plants of the world by energy source based on installed capacity are listed in Table 2. The rest of the energy sources might have visible impact just in some countries. In addition, the renewable-energy sources, for example, such as wind and solar and some others, are not really reliable energy sources for industrial-power generation due to high relative cost of electrical energy produced by them and their dependence on various nature factors.

The following two parameters are important characteristics of any power plant. The

first of them is the overall (gross) or net efficiency of a plant during a given period of time. It is the ratio of the gross electrical energy generated by a plant to the energy consumed during the same period by the same plant. The difference between gross and net efficiencies is internal needs for electrical energy of a power plant, which might be not so small (5% or even more).

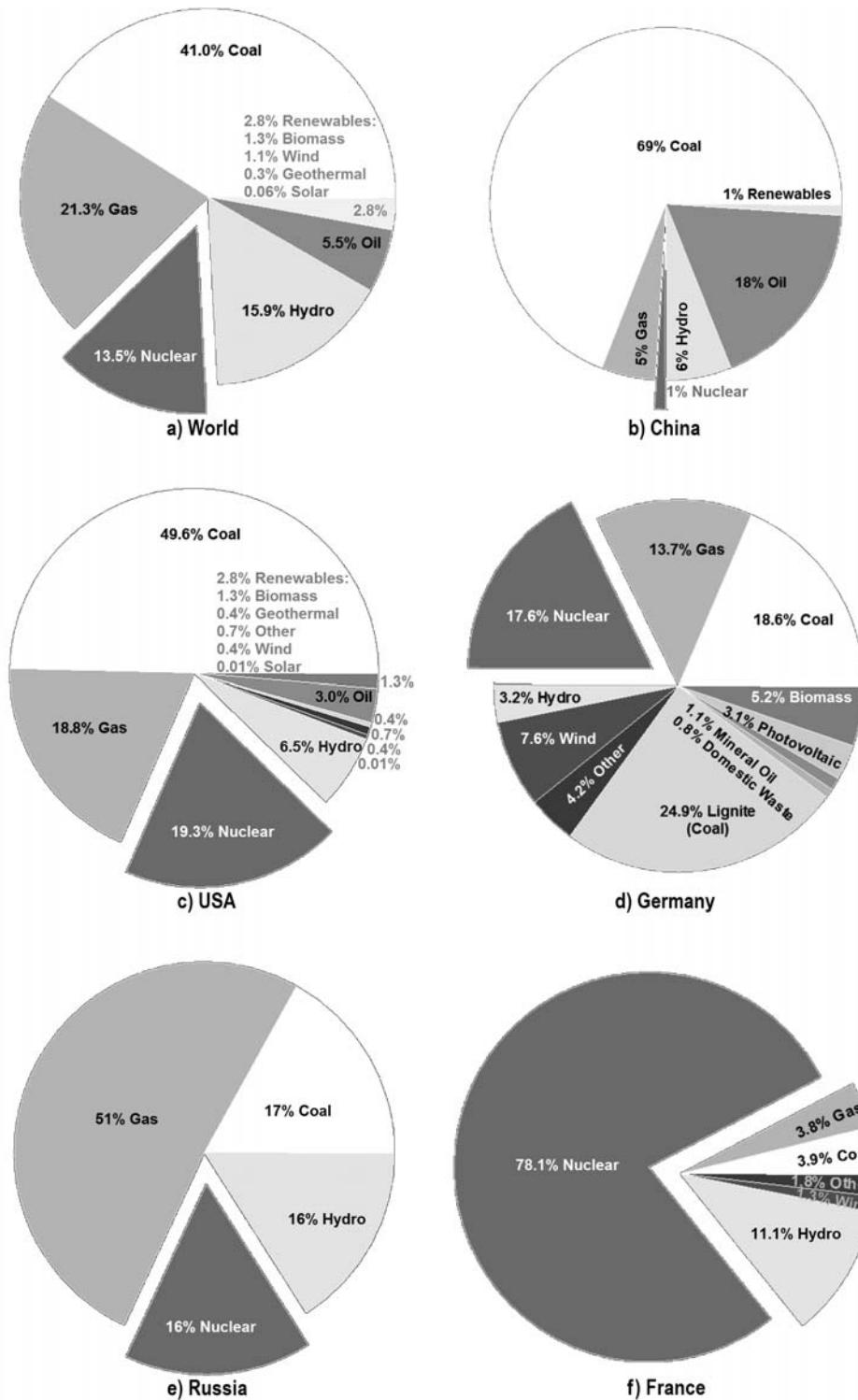
Table 1

**Electrical Energy Consumption per Capita
in Different Countries**

No	Country	Population, Millions	Energy Consumption		Year	HDI	
			TW h/year	W/Capita		Rank	Value
1	Norway	5	116	2603	2013	1	0.955
2	Australia	23	225	1114	2013	2	0.938
3	USA	316	3,886	1402	2012	3	0.937
4	Germany	80	607	822	2009	5	0.920
5	Japan	127	860	774	2012	10	0.912
6	Canada	33	550	1871	2011	11	0.911
7	South Korea	50	455	1038	2012	12	0.909
8	France	65	461	804	2012	20	0.893
9	UK	63	345	622	2011	26	0.875
10	Russia	143	1,017	808	2013	55	0.788
11	Ukraine	45	182	461	2012	78	0.740
12	Brazil	194	456	268	2012	85	0.730
13	China	1,354	4,693	395	2012	101	0.699
14	World	7,035	19,320	313	2005–2012	103	0.694
15	India	1,210	959	90	2011	136	0.554
16	Afghanistan	30	0.23	1	2012	175	0.374
17	Chad	10	0.93	1	2009	184	0.340
18	Niger	17	0.63	4	2012	187	0.304

The second parameter is the capacity factor of a plant, which is the ratio of the actual output of a power plant over a period of time (usually, during a year) and its potential output if it had operated at full nameplate capacity the entire time. To calculate the capacity factor, the total amount of energy a plant produced during a period of time should be divided by the amount of energy the plant would have produced at the full capacity. Capacity factors vary significantly depending on the type of a plant. The average (typical) capacity factors of various power plants are given in Table 3, which are partially based on [6].

An example of how various energy sources generate electricity in a grid can be illustrated based on the Province of Ontario (Canada). Figure 2 shows installed capacity (a) and electricity generation (b) by energy source in Ontario (Canada). Analysis of Fig. 2 shows that in Ontario major installed capacities are nuclear (34%), gas (26%), hydro (22%), coal (8%), and renewables (mainly wind) (8%). However, electricity (see Fig. 2b) is mainly generated by nuclear (56%), hydro (22%), natural gas (10%), renewables (mainly wind) (just 5%) and coal (2%).



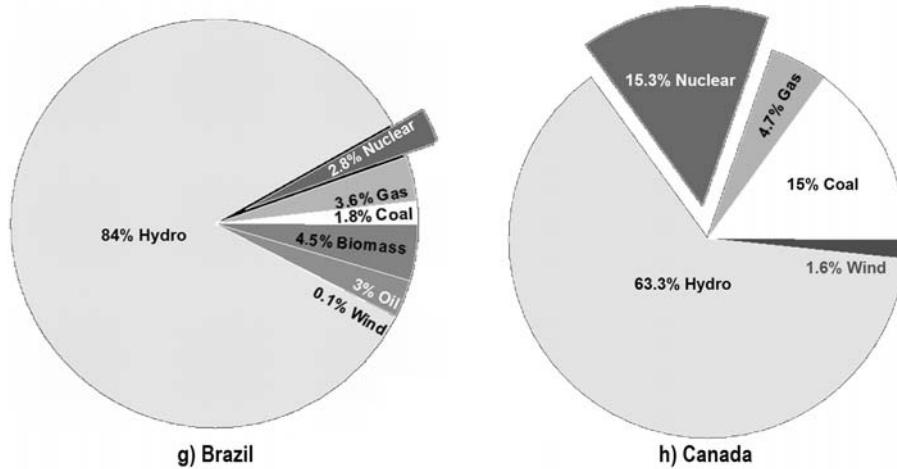


Fig. 1. Electricity generation by source in the World and selected countries given as electrical energy consumption (EEC) per Capita for each source

- a) – World: population – 7,035 millions, EEC – 313 W/Capita, HDI – 0.694, HDI Rank – 103;
- b) – China: population – 1,354 millions, EEC – 395 W/Capita, HDI – 0.699, HDI Rank – 101;
- c) – USA: population – 316 millions, EEC – 1,402 W/Capita, HDI – 0.937, HDI Rank – 3;
- d) – Germany: population – 80 millions, EEC – 822 W/Capita, HDI – 0.920, HDI Rank – 5;
- e) – Russia: population – 143 millions, EEC – 808 W/Capita, HDI – 0.881, HDI Rank – 25;
- f) – France: population – 65 millions, EEC – 804 W/Capita, HDI – 0.893, HDI Rank – 20;
- g) – Brazil: population – 194 millions, EEC – 268W/Capita, HDI – 0.730, HDI Rank – 85;
- h) – Canada: population – 33 millions, EEC – 1,871 W/Capita, HDI – 0.911 0, HDI Rank – 11.

Table 2
Largest Power Plants of the World by Energy Source Based on Installed Capacity

Rank	Plant	Country	Capacity, MW _{el}	Plant Type
1	Three Gorges Dam Power Plant	China	21,000	Hydro
2	Kashiwazaki-Kariwa NPP	Japan	8,210	Nuclear
3	Taichung Power Plant	Taiwan	5,780	Coal
4	Surgut-2 Power Plant	Russia	5,600	Fuel oil
5	Futtsu Power Plant	Japan	5,040	Natural gas
6	Eesti Power Plant	Estonia	1,615	Oil shale
7	Shatura Power Plant	Russia	1,020	Peat
7	Alta Wind Energy Center	USA	1,020	Wind
8	Ivanpah Solar Power Facility	USA	392	Solar (thermal)
9	Hellisheiði Power Plant	Iceland	303	Geothermal
10	Alholmens Kraft Power Plant	Finland	265	Biofuel
11	Sihwa Lake Tidal Power Plant	South Korea	254	Tidal
12	Charanka Solar Park	India	214	Solar
13	Vasavi Basin Bridge Diesel Power Plant	India	200	Diesel
14	Aguçadoura Wave Farm	Portugal	2	Marine (wave)

Table 3

Average (Typical) Capacity Factors of Various Power Plants

No	Power Plant type	Location	Year	Capacity Factor, %
1	Nuclear	USA	2010	91
		UK	2011	66
2	Combined-cycle	USA	2009	42
		UK	2011	48
3	Coal-fired	USA	2009	64
		UK	2011	42
4	Hydroelectric	USA and UK	2011	40
		World (average)	-	44
		World (range)	-	10-99
5	Wind	UK	2011	30
		World	2008	20-40
6	Wave	Portugal	-	20
7	Concentrated-solar thermal	USA California	-	21
8	Photovoltaic (PV) solar	USA Arizona	2008	19
		USA Massachusetts	-	12-15
		UK	2011 2007-2011	5.5 8.3
9	Concentrated-solar PV	Spain	-	12

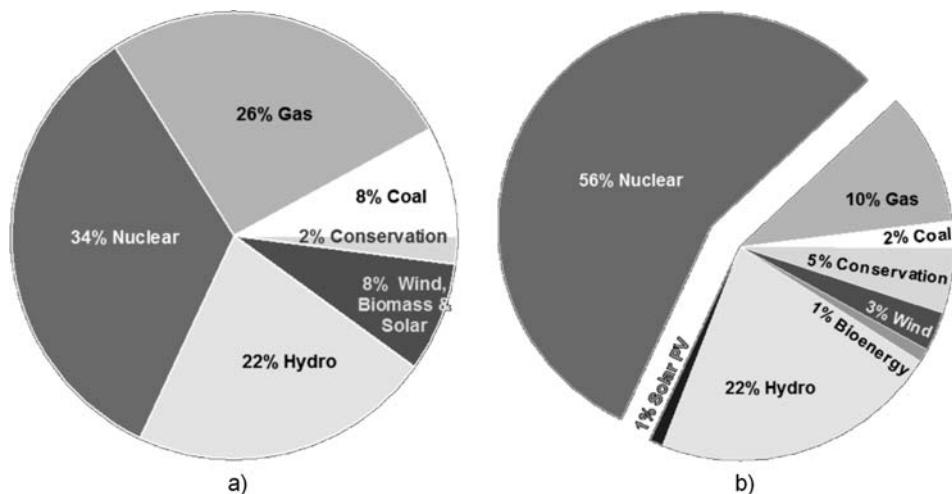


Fig. 2. Installed capacity (a) and electricity generation (b) by energy source in Ontario (Canada), during 2012 – 2013 years.

Figure 3 shows power generated by various energy sources and their capacity factors in Ontario (Canada) on June 19, 2012. It was a hot summer day taken as an example, when a lot of air-conditioning was required. Analysis of Fig. 3 has revealed that electricity that day from midnight till 3 o'clock in the morning was mainly generated by nuclear, hydro, gas, wind, «other» and coal. After 3 o'clock in the morning, wind power

started to be decreased by Mother Nature, but electricity consumption started to rise. Therefore, «fast-response» gas-fired power plants and later on, hydro and coal-fired power plants plus «other» power plants started to increase electricity generation to compensate both decreasing in wind power and increasing demand for electricity. After 6 o'clock in the evening, energy consumption slightly dropped in the province, and at the same time, wind power started to be increased by Mother Nature. Therefore, gas-fired, hydro and «other» power plants decreased energy generation accordingly («other» plants dropped power quite abruptly, but their role in the total energy generation is very small). After 10 o'clock in the evening, energy consumption started to drop even more, therefore, coal-fired power plants as the most «dirty» plants decreased abruptly electricity generation followed by gas-fired and hydro plants.

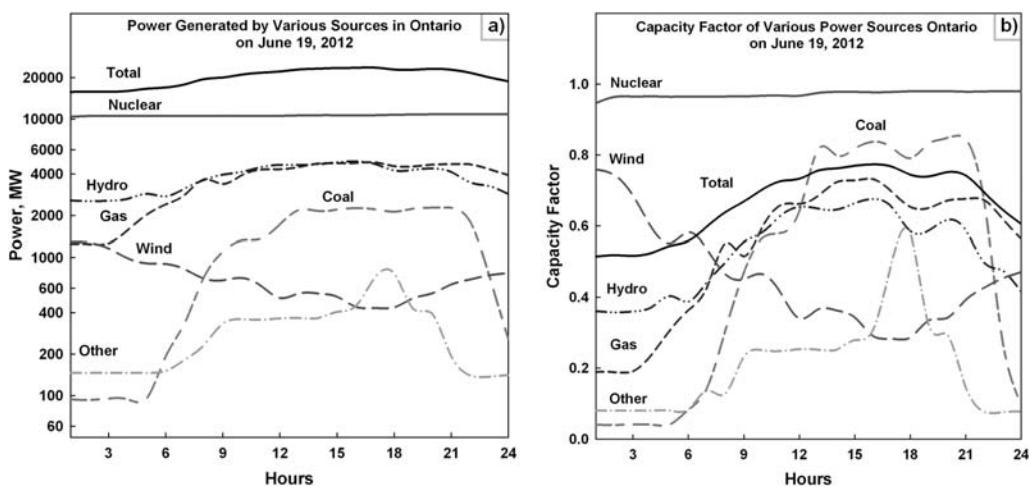


Fig. 3. Power generated (a) and capacity factors (b) of various energy sources in Ontario (Canada) on June 19, 2012

This example demonstrates that if a grid has Nuclear Power Plants (NPPs) and/or renewable-energy sources the grid must include «fast-response» power plants such as gas- and coal-fired and/or large hydro-power plants.

THERMAL POWER PLANTS

In general, all thermal power plants [7] are based on the following thermodynamic cycles: 1) Rankine steam-turbine cycle (the mostly used in various power plants; usually, for solid and gaseous fuels, however, other energy sources can be also used, for example, solar, geothermal, etc.); 2) Brayton gas-turbine cycle (the second one after the Rankine cycle in terms of application in power industry; only for clean gaseous fuels); 3) combined cycle, i.e., combination of Brayton and Rankine cycles in one plant (only for clean gaseous fuels); 4) Diesel internal-combustion-engine cycle (only for Diesel fuel) used in Diesel generators; and 5) Otto internal-combustion-engine cycle (usually, for natural or liquefied gas, but also, gasoline can be used for power generation, however, it is more expensive fuel compared to gaseous fuels) also, used in internal-combustion-engine generators.

In general, the term «thermal power plants» can include: 1) solid-fuel-fired power plants based on Rankine steam-turbine cycle, fuels coal, lignite, peat, oil-shale, etc.; 2) gas-fired power plants – (a) Rankine steam-turbine cycle, (b) Brayton gas-turbine cycle and (c) combined cycle (combination of Brayton and Rankine cycles in one plant); 3) geothermal power plants (usually, Rankine steam-turbine cycle used); 4) biofuel thermal power plants (usually Rankine steam-turbine cycle used); 5) Diesel- and Otto-cycle-generators power plants; 5) concentrated-solar thermal power plants (Rankine steam-turbine cycle used) and 6) recovered-energy generation thermal power plants (electricity at these plants is generated from waste energy such as high-temperature flue gases, etc.; Rankine steam-turbine cycle used).

Table 4
Gross Thermal Efficiency of Modern Thermal Power Plants

No	Power Plant	Gross Thermal Efficiency, %
1	Combined-cycle power plant (combination of Brayton gas-turbine cycle (fuel – natural or LNG; combustion-products parameters at the gas-turbine inlet: $T_{in} \approx 1650^{\circ}\text{C}$) and Rankine steam-turbine cycle (steam parameters at the turbine inlet: $T_{in} \approx 620^{\circ}\text{C}$ ($T_{cr} 374^{\circ}\text{C}$)))	Up to 62
2	Supercritical-pressure coal-fired power plant (Rankine-cycle steam inlet turbine parameters: $P_{in} \approx 25\text{--}38 \text{ MPa}$ ($P_{cr} = 22.064 \text{ MPa}$), $T_{in} \approx 540\text{--}625^{\circ}\text{C}$ ($T_{cr} = 374^{\circ}\text{C}$) and $T_{reheat} \approx 540\text{--}625^{\circ}\text{C}$)	Up to 55
3	Internal-combustion-engine generators (Diesel cycle & Otto cycle with natural gas as a fuel).	Up to 50
4	Subcritical-pressure coal-fired power plant (older plants) (Rankine-cycle steam: $P_{in} \approx 17 \text{ MPa}$, $T_{in} \approx 540^{\circ}\text{C}$ ($T_{cr} = 374^{\circ}\text{C}$ and $T_{reheat} \approx 540^{\circ}\text{C}$))	Up to 40
5	Concentrated-solar thermal power plants with heliostats, solar receiver (heat exchanger) on a tower and molten-salt heat-storage system Molten salt maximum temperature is about 565°C , Rankine steam-turbine power cycle used.	Up to 20

Table 5
Gross Thermal Efficiency of Modern Nuclear Power Plants

No	Nuclear Power Plant	Gross Thermal Efficiency, %
1	Carbon-dioxide-cooled reactor NPP (Generation-III) (reactor coolant: $P = 4 \text{ MPa}$ & $T = 290\text{--}650^{\circ}\text{C}$; steam: $P = 17 \text{ MPa}$ ($T_{sat} = 352^{\circ}\text{C}$) & $T_{in} = 560^{\circ}\text{C}$)	Up to 42
2	Sodium-cooled fast reactor NPP (Generation-IV) (steam: $P = 14 \text{ MPa}$ ($T_{sat} = 337^{\circ}\text{C}$) & $T_{in} = 505^{\circ}\text{C}$)	Up to 40
3	Pressurized Water Reactor NPP (Generation-III+, to be implemented within next 1–10 years) (reactor coolant: $P = 15.5 \text{ MPa}$ & $T_{out} = 327^{\circ}\text{C}$; steam: $P = 7.8 \text{ MPa}$ & $T_{in} = 293^{\circ}\text{C}$)	Up to 38
4	Pressurized Water Reactor NPP (Generation-III, current fleet) (reactor coolant: $P = 15.5 \text{ MPa}$ & $T_{out} = 292\text{--}329^{\circ}\text{C}$; steam: $P = 6.9 \text{ MPa}$ & $T_{in} = 285^{\circ}\text{C}$)	Up to 36
5	Boiling Water Reactor NPP (Generation-III, current fleet) ($P_{in} = 7.2 \text{ MPa}$ & $T_{in} = 288^{\circ}\text{C}$)	Up to 34
6	RBMK (boiling, pressure-channel) (Generation-III, current fleet) ($P_{in} = 6.6 \text{ MPa}$ & $T_{in} = 282^{\circ}\text{C}$)	Up to 32
7	Pressurized Heavy Water Reactor NPP (Generation-III, current fleet) (reactor coolant: $P = 11 \text{ MPa}$ & $T = 260\text{--}310^{\circ}\text{C}$; steam: $P = 4.6 \text{ MPa}$ & $T_{in} = 259^{\circ}\text{C}$)	Up to 32

The major driving force for all advances in thermal power plants is thermal efficiency. Ranges of gross thermal efficiencies of modern thermal power plants are listed in Table 4. The gross thermal

efficiency of a unit during a given period of time is the ratio of the gross electrical energy generated by a unit to the thermal energy of a fuel consumed during the same period by the same unit. The difference between gross and net thermal efficiencies includes internal needs for electrical energy of a power plant, which might be not so small (5% or even more) [1, 7]. In spite of advances in thermal power-plants design and operation worldwide they are still considered as not environmental friendly due to producing a lot of carbon-dioxide emissions as a result of combustion process. In addition, coal-fired power-plants produce also slag, ash, and even acid rains. For example, the largest in the world 5,780 MW(el) Taichung coal-fired power plant (Taiwan) is the world's largest emitter of carbon dioxide with over 40 million tons per year. Therefore, nuclear power plants have to be considered.

MODERN NUCLEAR POWER PLANTS

In general, nuclear power is also a non-renewable-energy source as the fossil fuels, but nuclear resources can be used for significantly longer time than some fossil fuels, especially, if fast reactors on uranium or probable thorium-fuel resources will be used. Major advantages of nuclear power [1, 3, 8] are: 1) No emissions of carbon dioxide into atmosphere; 2) Relatively small amount of fuel required (for example, a 500-MW(el) coal-fired supercritical-pressure power plant requires 1.8 million ton of coal annually, but a fuel load into the pressure water reactor (PWR) of 1300-MW(el) is 115 t (3.2% enrichment) or into the boiling water reactor (BWR) of 1330-MW(el) – 170 t (1.9% enrichment)). Therefore, this source of energy is considered as the most probable and viable for electrical generation for the next 50 – 100 years.

In spite of all current advances into nuclear power, NPPs have the following deficiencies: 1) Generate radioactive wastes; 2) Have relatively low thermal efficiencies, especially, water-cooled NPPs (up to 1.6 times lower than that for modern advanced thermal power plants (see for comparison Tables 4 and 5); 3) Risk of radiation release during severe accidents; and 4) Production of nuclear fuel is not an environment-friendly process. Therefore, all these deficiencies should be addressed.

Table 6

Number of Nuclear Power Reactors in the World in Operation under Construction and planned according to WNA Data at February 19, 2015 [9]

Year	Reactors in operation		Reactors under construction		Reactors Planned		Reactors Proposed	
	Number	N, GW	Number	N, GW	Number	N, GW	Number	N, GW
2008	439	372	34	278	93	100.6	222	193.1
2009	436	372	43	37.7	108	121.1	266	262
2010	436	373	53	51	142	156	327	342.9
2011	442	377	63	64.6	156	174.7	322	342.9
2012	434	370	61	61.6	156	178	343	392
2013	435	374	65	65.1	167	184.4	317	359
2014	435	375	71	75	172	186.7	312	351.5
2015	437	378	70	73	183	203	311	349.2

First success of using nuclear power for electricity generation [8] was achieved in several countries within 50-s, and currently. The number of nuclear power reactors in the world in operation, under construction and planned according to data of the World Nuclear Association (WNA) at February 19, 2015 is given in Table 6 [9]. Table 7 presents the number of nuclear-power reactors in operation and forthcoming as per March 2015

and before the Japan earthquake and tsunami disaster before March 2011. There are arrows in this table, which mean increase or decrease in a number of reactors. Besides the data include 48 reactors from Japan, which are currently not in operation. [10, 11].

Table 7
**Number of Nuclear Power Reactors in Operation and Forthcoming as per
 March 2015 and before the Japan Earthquake and Tsunami Disaster
 at March 2011 [10, 11]**

No	Reactor type (some details on reactors)	Number of units		Installed Capacity, GW(el)		Forthcoming Units	
		As of March 2015	Before March 2011	As of March 2015	Before March 2011	Number of Units	GW(el)
1	PRESSURIZED WATER REACTORS (PWRs) (largest group of nuclear reactors in the World – 63%).	276 ↑	268	257 ↑	248	88	93
2	BOILING WATER REACTORS (BWRs) OR ADVANCED BWRs (2-nd largest group of reactors in the World – 18%; ABWRs – the only ones Gen-III+ operating reactors).	80 ↓	92	76 ↓	85	6	8
3	PRESSURIZED HEAVY WATER REACTORS (PHWRs) (3-rd largest group of reactors in the World – 11%; mainly CANDU-reactor type).	48 ↓	50	24 ↓	25	9	5.8
4	GAS COOLED REACTORS (GCRs) (UK, Magnox reactor) OR ADVANCED GAS-COOLED REACTORS (AGRs) (UK, 14 reactors); (all these CO ₂ -cooled reactors will be shutdown in the nearest future and will not be built again. Forthcoming GFR is a helium-cooled reactor).	15 ↓	18	8 ↓	9	1	0.2
5	LIGHT-WATER, GRAPHITE-MODERATED REACTORS (LGRs) (Russia – 11 RBMKs; 4 EGPs in Bilibino – power heterogeneous loop reactor. They are of channel-type, graphite-moderated, light-water coolant, boiling reactors with natural circulation. These reactors will be shut down in the nearest future and will not be built again).	15	15	10	10	0	0
6	LIQUID-METAL FAST-BREEDER REACTORS (LMFBRs) (Russia, SFR – BN-600; the only one Gen-IV operating reactor)	1	1	0.6	0.6	6	2.2
IN TOTAL		435 ↓	444	375 ↓	378	109	109

As can be seen from Fig. 4, the largest number of nuclear power reactors in the world has installed capacities within the range of 900-999 MW(el). According to the base version of the forecast, the total capacity of the world nuclear power engineering will increase during the five years (up to 2020 year) from the today's level of 373 GW(el) at least up to 435 GW(el). The WNA prediction gives the number of nuclear reactors in the world up to 2030 year as about 500 units with installed capacity of 500 GW(el).

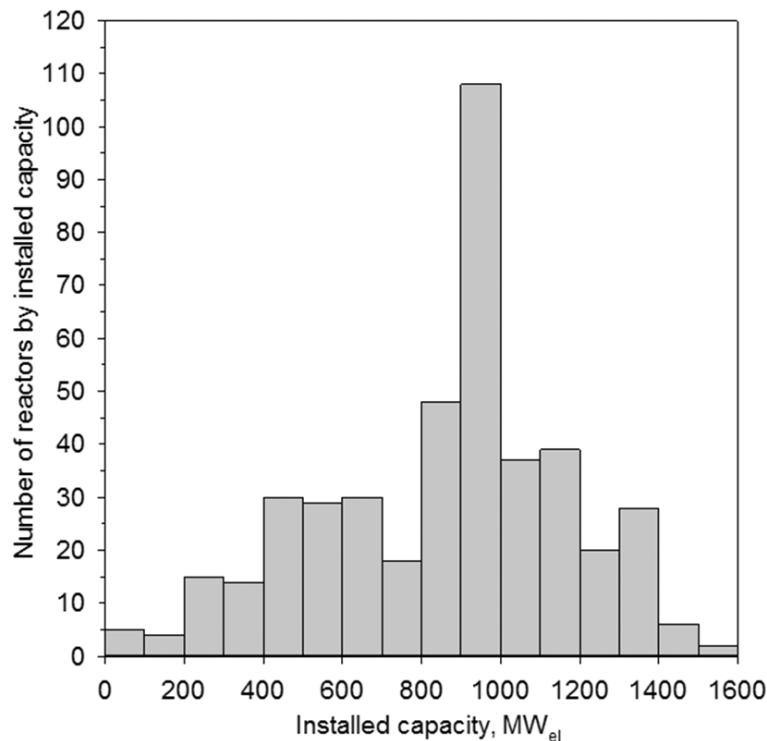


Fig. 4. Number of nuclear power reactors in the World by installed capacity

Table 8
Deployment of Generation III+ Reactors in the Nearest 5-10 Years

No	Reactor Type	Nuclear Vendor
1	ABWR	Toshiba, Mitsubishi Heavy Industries (MHI) and Hitachi-GE (Japan-USA) (the only one Generation III+ reactor design already implemented in power industry)
2	ACR-1000 Advanced CANDU Reactor	CANDU Energy (former AECL), Canada
3	AP-1000 Advanced Plant	Toshiba-Westinghouse (Japan-USA) (6 under construction in China and 6 planned to be built in China and 6 – in USA)
4	APR-1400 Advanced PWR	South Korea (4 under construction in S. Korea and 4 planned to be built in UAE)
5	EPR European Pressurized-water Reactor	AREVA, France (1 should be put into operation in Finland, 1 under construction in France and 2 - in China and 2 planned to be built in USA)
6	ESBWR Economic Simplified BWR	GE-Hitachi (USA-Japan)
7	WWER Design AES-2006 or WWER-1200 with ~1200 MW(el)	GIDROPRESS, Russia (4 under construction in Russia and several more planned to be built in various countries: Belarus, Finland, Turkey, Vietnam, etc.)

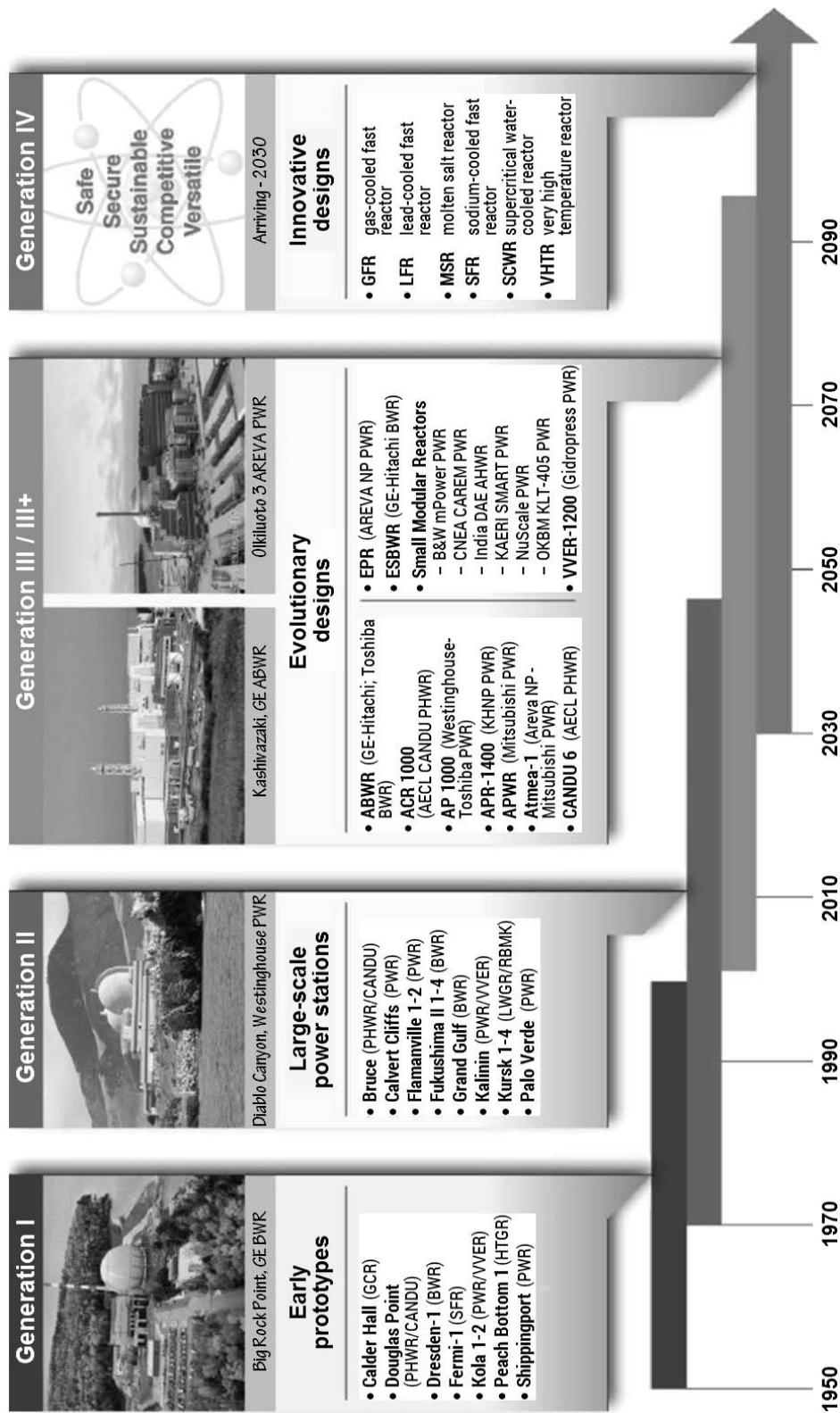


Fig. 5. Generations of nuclear reactors

In general, definitions of nuclear reactor generations are as the following: Generation I (1950 – 1965) – early prototypes of nuclear reactors, Generation II (1965 – 1995) – commercial power reactors and Generation III (1995 – 2010) – modern reactors, see Fig. 5. The Generation III reactors include water-cooled NPPs with thermal efficiency within 30 – 36%, carbon-dioxide-cooled NPPs with thermal efficiency up to 42% and liquid sodium-cooled NPPs with the thermal efficiency up to 40%. The reactors of Generation III+ (2010 – 2025) characterized by evolutionary design improvements are water-cooled NPPs with thermal efficiency up to 36 – 38%, see Table 8. The development of the last Generation IV reactors has begun in 2000 year in the frame of the «Generation IV International Forum» (GIF) program. These advanced reactors have in principle new operating parameters and thermal efficiency within 40 – 50% and even higher for some types of reactors [11].

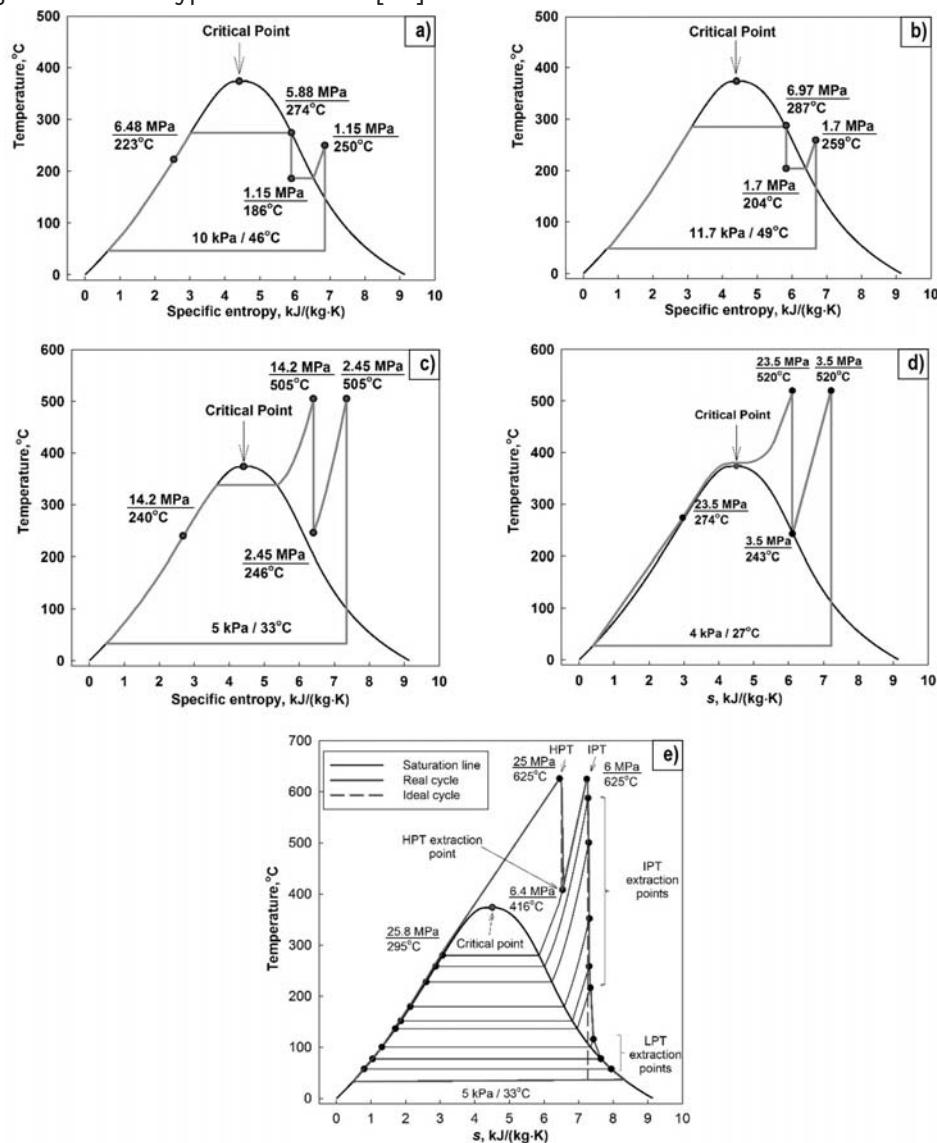


Fig. 6. Simplified T - S diagrams of selected nuclear power plants: a) VVER-1000 (PWR), Generation III; b) ABWR, Generation III+; c) BN-600 (SFR), Generation III; d) LFR (based on data for Brest-1200 and corresponding Russian turbine K-1200-240), Generation IV; e) SCWR of 1200-MW(el), Generation IV (HPT – High Pressure Turbine; IPT – Intermediate Pressure Turbine; LPT – Low Pressure Turbine).

Table 9
Nuclear Electricity Generation and Power Reactors by Nations [9, 12]

Country	Nuclear Electricity Generation (2014)		Reactors Operable, June 2015	
	Billion kWh	%	Number	MW(el) net
Argentina	5.3	4.0	3	1627
Armenia	2.3	30.7	1	376
Bangladesh	0	0	0	0
Belarus	0	0	0	0
Belgium	32.1	47.5	7	5943
Brazil	14.5	2.9	2	1901
Bulgaria	15.0	31.8	2	1906
Canada	98.6	16.8	19	13553
China	123.8	2.4	26	23144
Czech Republic	28.6	35.8	6	3904
Finland	22.6	34.6	4	2741
France	418.0	76.9	58	63130
Germany	91.8	15.8	9	12003
Hungary	14.8	53.6	4	1889
India	33.2	3.5	21	5302
Iran	3.7	1.5	1	915
Italy	0	0	0	0
Japan	0	0	43	40480
Mexico	9.3	5.6	2	1600
Netherlands	3.9	4.0	1	485
Pakistan	4.6	4.3	3	725
Romania	10.8	18.5	2	1310
Russia	169.1	18.6	34	25264
Slovakia	14.4	56.8	4	1816
Slovenia	6.1	37.2	1	696
South Africa	14.8	6.2	2	1830
South Korea	149.2	30.4	24	21657
Spain	54.9	20.4	7	7002
Sweden	62.3	41.5	10	9487
Switzerland	26.5	37.9	5	3333
Taiwan	–	–	6	4884
Turkey	0	0	0	0
Ukraine	83.1	49.4	15	13107
UAE	0	0	0	0
United Kingdom	57.9	17.2	16	9373
USA	798.6	19.5	99	98792
TOTAL WORLD	2,411	11.5	437	380,250

In Fig. 6 (a – e), there are the simplified T-S diagrams of thermodynamic cycles for the following NPPs, namely: a, b) PWR and BWR on saturated steam; c) sodium cooled fast reactor (SFR) on superheated steam at subcritical pressure; d) lead cooled fast reactor (LFR); e) supercritical water-cooled reactor (SCWR) on superheated steam at supercritical

pressure. The cycles (c, d, e) are with the single steam superheat. However, later the cycle (d) was rejected [12]. The superheated steam provides a more deep expansion in a turbine without achievement of the maximum permissible values of steam humidity in the turbine last steps. In the case of cycles on saturated steam, it needs to use specific installations for steam drying such as separators and reheaters. The greater is the steam pressure, the larger is the temperature required for steam superheat, see Fig. 6 (a, b). The gross thermal efficiency of turbine on superheated steam at pressures more than 7 – 8 MPa depends only slightly on the stem superheat temperature, see Table 5.

Currently, 31 countries in the world have operating nuclear power reactors, see Table 9. As shown in Table 9, the most part of electric energy generated by NPPs has such countries as France – 76.9%, Slovakia – 58.6%, Hungary – 53.6%, Belgium – 47.5%, Ukraine – 46.9%, Sweden – 41.5% [13]. Unfortunately, 15 countries have no plans to build new reactors at least for now. However, some non-nuclear countries including Bangladesh, Belarus', Turkey and United Arab Emirates (UAE) work towards introducing nuclear energy on their soils. Important question for a wide-spread of nuclear-based electrical-energy generation is how reactors are safe. Analysis of causes of death due to various accidents in different industries, transportation and from firearms clearly shows that the major cause of huge number of deaths in the world is car accidents. Nevertheless, the international community has to do everything possible and impossible to prevent any future severe accidents at NPPs with radiation release and other consequences.

NEXT GENERATION NPPS

The demand for clean, non-fossil-based electricity is growing; therefore, the world needs to develop new nuclear reactors with inherent safety and higher thermal efficiencies in order to increase electricity generation per kg of fuel and decrease detrimental effects on the environment [1]. The current fleet of NPPs is classified as Generation II and III (just a limited number of Generation III+ reactors (mainly, Advanced Boiling Water Reactors (ABWRs) operate in some countries)). However, all these designs (here we are talking about only water-cooled power reactors) are not as energy efficient as they should be, because their operating temperatures are relatively low, i.e., below 350°C for a reactor coolant and even lower for steam in the power-conversion cycle.

The GIF program devoted to development of the Generation IV reactors is based on an international collaboration of such countries as Canada, China, France, Japan, Euratom, Republic of South Africa, Russia, South Korea, Switzerland, USA. These reactors are characterized by high thermal efficiency up to 45 – 50% and even higher (see Table 10). This increase in thermal efficiency would result in a higher generation of electricity compared to current Light Water Reactor (LWR) technologies per 1 kg of uranium. As can be seen from Table 10, the GIF program has narrowed design options of nuclear reactors to six concepts: VHTR, GFR, SCWR, SFR, LFR and MSR [1, 3, 14].

The fourth generation is aimed for fast reactors due to their ability to convert a large amount of ^{238}U into ^{239}Pu while production electricity. Thus it will become possible to exploit more than 90% of natural uranium to generate electricity instead of only 0.5 to 1%. The large quantities of depleted and reprocessed uranium could be used to maintain the current electricity production for several thousand years. As result, the worldwide availability of primary fissile resources can be multiplied by approximately 100 times. Another attractive feature of the Gen IV reactors is that they can be effectively used for reducing of long-lived radioactive waste including minor actinides (americium, neptunium, curium etc.) [15].

Analysis of Gen IV nuclear-reactor concepts and corresponding power cycles [15] shows that such three concepts as VHTR, GFR and SCWR; will use supercritical fluids as reactor coolants, namely: helium in the first two concepts and water in the third one.

Also, the following three Supercritical pressure (SCP) power cycles can be used: 1) direct SCP-helium Brayton gas-turbine cycle as the primary choice in VHTR and GFR; 2) SCP Rankine «steam»-turbine cycle as the only option for SCWR (direct or indirect cycle); and as the current option for LFR (Brest-300, Russian design, indirect cycle); and 3) indirect SCP-carbon-dioxide Brayton gas-turbine cycle as primary or back-up option for SFR, MSR, LFR and even VHTR and GFR.

Table 10
Estimated Ranges of Thermal Efficiency (Gross) of Generation IV NPP Concepts

No	Power Plant	Gross Efficiency
1	VHTR – Very High Temperature Reactor cooled by helium: $P = 7 \text{ MPa}$ and $T_{in} / T_{out} = 640 / 1000^\circ\text{C}$; primary power cycle – direct Brayton gas-turbine cycle; possible back-up – indirect Rankine steam cycle	$\geq 55\%$
2	GFR – Gas-cooled Fast Reactor cooled by helium: $P = 9 \text{ MPa}$ and $T_{in} / T_{out} = 490 / 850^\circ\text{C}$; primary power cycle – direct Brayton gas-turbine cycle; possible back-up – indirect Rankine steam cycle.	$\geq 50\%$
3	SCWR – SuperCritical Water-cooled Reactor. One of Canadian concepts; reactor coolant – light water: $P = 25 \text{ MPa}$ and $T_{in} / T_{out} = 350 / 625^\circ\text{C}$ ($T_{cr} = 374^\circ\text{C}$); direct cycle; high-temperature steam superheat: $T_{out} = 625^\circ\text{C}$; possible back-up - indirect supercritical-pressure Rankine steam cycle with high-temperature steam superheat.	45 - 50%
4	MSR – Molten Salt Reactor with reactor coolant as – sodium-fluoride salt with dissolved uranium fuel: $T_{out} = 700 / 800^\circ\text{C}$; primary power cycle – indirect supercritical-pressure carbon-dioxide Brayton gas-turbine cycle; possible back-up – indirect Rankine steam cycle.	$\sim 50\%$
5	LFR – Lead-cooled Fast Reactor cooled by melt of Pb or Pb-Bi eutectic. Russian design Brest-300: reactor coolant – liquid lead: $P \approx 0.1 \text{ MPa}$ and $T_{in} / T_{out} = 420 / 540^\circ\text{C}$; primary power cycle – indirect supercritical-pressure Rankine steam cycle: $P_{in} \approx 24.5 \text{ MPa}$ ($P_{cr} = 22.064 \text{ MPa}$) and $T_{in} / T_{out} = 340 / 520^\circ\text{C}$ ($T_{cr} = 374^\circ\text{C}$); high-temperature steam superheat; possible back-up in some other countries – indirect supercritical-pressure carbon-dioxide Brayton gas-turbine cycle.	~ 43
6	SFR – Sodium-cooled Fast Reactor cooled by liquid sodium. Russian design BN-600: reactor coolant – liquid sodium (primary circuit): $P \approx 0.1 \text{ MPa}$ and $T_{in} / T_{out} = 380 / 550^\circ\text{C}$; liquid sodium (secondary circuit): $T_{in} / T_{out} = 320 / 520^\circ\text{C}$; primary power cycle – indirect Rankine steam cycle: $P_{in} \approx 14.2 \text{ MPa}$ ($T_{sat} \approx 337^\circ\text{C}$) and $T_{in \max} = 505^\circ\text{C}$ ($T_{cr} = 374^\circ\text{C}$); steam superheat: $P \approx 2.45 \text{ MPa}$ and $T_{in} / T_{out} = 246 / 505^\circ\text{C}$; possible back-up in some other countries - indirect supercritical-pressure carbon-dioxide Brayton gas-turbine cycle.	~ 40

In the frame of the GIF program the SFR development is the main priority. The operating experience of fast neutron reactors cooled by liquid sodium is about 390 reactor-years. According to the IAEA data, the world costs on the SFR during the period 1950 – 1990 years were equal about 50 billion dollars. However at present time, from the known 31 SFRs only 6 reactors are under operation: 2 – India (FBTR and PFBR), 2 – Japan (JOYO and MONJU), 1 – Russia (BN-600) and 1 – China (CEFR). The Russian SFR reactor BN-800 was under construction beginning from 1983 year, and the achievement of its criticality was performed at June 2014 [16].

In general, we need to have bright future for the most «popular» reactors, i.e., water-cooled ones (96% of the total number of operating power reactors in the world). Therefore, an SCWR concept [17, 18, 19] looks quite attractive as the Generation IV water-cooled reactor with high thermal efficiency. However, more research is required, especially, in material science to define candidate materials for reactor-core elements, which will be subjected to very aggressive medium such as supercritical water, high pressures and temperatures, and high neutron flux.

Generation IV reactors as high-temperature reactors will require new nuclear fuels with high thermal conductivity. Therefore, a summary of thermal aspects of conventional and alternative fuels are presented in [19].

CONCLUSIONS

In general, the major driving force for all advances in thermal and nuclear power plants is thermal efficiency. Ranges of gross thermal efficiency of modern power plants are as the following: 1) Combined-cycle thermal power plants – up to 62%; 2) Supercritical-pressure coal-fired thermal power plants – up to 55%; 3) Carbon-dioxide-cooled reactor NPPs – up to 42%; 4) Sodium-cooled fast reactor NPP – up to 40%; 5) Subcritical-pressure coal-fired thermal power plants – up to 40%; and 6) Modern water-cooled reactors – 30 – 36%.

In spite of advances in coal-fired thermal power-plants design and operation worldwide they are still considered as not environmental friendly due to producing a lot of carbon-dioxide emissions as a result of combustion process plus slag, ash, and even acid rains.

Combined-cycle thermal power plants with natural-gas fuel are considered as relatively clean fossil-fuel-fired plants compared to coal and oil power plants, but still emit a lot of carbon dioxide due to combustion process.

Nuclear power is, in general, a non-renewable source as the fossil fuels, but nuclear resources can be used significantly longer than some fossil fuels plus nuclear power does not emit carbon dioxide into atmosphere. Currently, this source of energy is considered as the most viable one for electrical generation for the next 50 – 100 years.

However, all current and oncoming Generation III+ NPPs are not very competitive with modern thermal power plants in terms of thermal efficiency, the difference in values of thermal efficiencies between thermal and nuclear power plants can be up to 20 – 25%.

Therefore, the new generation (Generation IV) NPPs with thermal efficiency close to those of modern thermal power plants, i.e., within a range of at least 45 – 50%, should be designed and built in the nearest future.

References

1. Pioro I., Duffey R. Nuclear power as a basis for future electricity generation. *ASME Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science*. 2015, 1(1), 19 pages.
2. Pioro I., Kirillov P. Current status of electricity generation in the world. In book «Materials and Processes for Energy: Communicating Current Research and Technological Developments».

- Editor, A. Mendez-Vilas. Spain: Formatec Research Center, 2013. pp. 783–795.
Available at: <http://www.formatec.info/energymaterialsbook/book/783-795.pdf>.
3. Pioro I. Nuclear Power as a basis for future electricity production in the world. In book «Current Research in Nuclear Reactor Technology in Brazil and Worldwide». Editors, A.Z. Mesquita and H.C. Rezende. Croatia, Rijeka: INTECH, 2012, pp. 211250.
Available at: <http://www.intechopen.com/books/current-research-in-nuclear-reactor-technology-in-brazil-and-worldwide/nuclear-power-as-a-basis-for-future-electricity-production-in-the-world-generation-iii-and-iv-reactor>.
4. Human Development Report. UN Development Program. March 14-th, 2013. 216 pages.
5. The World Fact Book. USA, CIA, 2013.
Available at: <http://www.cia.gov/library/publications/the-world-factbook/geos/ca.html>.
6. US Energy Information Administration. Washington, DC, 2013.
7. Thermal Power Plants. [EOLSS – Encyclopedia Of Life Support Systems]. Editor, R.A. Chaplin. 2009, v. 1.
Available at: <http://www.eolss.net/ebooklib/>
8. Nuclear Engineering Handbook. Editor, K.D. Kok. New York: CRC Press, Taylor & Francis Group. 2009, pp. 3–227.
9. World Nuclear Association. 2015.
Available at: <http://www.world-nuclear.org/info/Facts-and-Figures/World-Nuclear-Power-Reactors-and-Uranium-Requirements/>
10. World list of nuclear power plants. *Nuclear News*. March, 2015, pp. 41–59.
11. World list of nuclear power plants. *Nuclear News*. March, 2011, pp. 47–66.
12. Ragneb M. Nuclear reactor concepts and thermodynamic cycles.
Available at: <http://mragneb.com/ NPNE 402 ME 405 Nuclear Power Engineering/ Nuclear Reactor Concepts and Thermodynamic Cycles.pdf>. 2015, 45 pages.
13. Power reactors by nation. *Nuclear News*. March, 2015, 63.
14. Kelly J.E. Generation IV International Forum: A decade of progress through international cooperation. *Progress in Nuclear Energy*. 2014, v. 77, pp. 240–246.
15. Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems. OECD Nuclear Energy Agency. 2014, pp. 33–39.
16. Liquid Metal Cooled Reactors: Experience in Design and Operation. IAEA-TECDOC-1569. Vienna: IAEA, 2007.
17. Oka Y., Koshizuka S., Ishitawari Y., Yamaji A. Super Light Water Reactors and Super Fast Reactors. New York: Springer, 2010, pp. 6–69.
18. Schulenberg T., Matsui H., Leung L., Sedov A. Supercritical water cooled reactor. In: GIF Symposium Proceedings, USA, CA. November 14–15, 2012, pp. 63–75.
19. Peiman W., Pioro I., Gabrill K. Thermal aspects of conventional and alternative fuels in supercritical water-cooled reactors (SCWR) application.
Available at: <http://www.intechopen.com/pdfs-wm/28078.pdf> (2012).
20. Asmolov V.G., Gagarinskij A.Yu., Sidorenko V.A., Chernilin Yu.F. Atomnaya energetika. Oceni proshlogo, realii nastoyaschego, ozhidanie buduschego. Moscow. IzdAt Publ., 2004. (in Russian).
21. Velikhov E.P., Gagarinskij A.Yu., Subbotin S.A., Cibul'skij V.V. Energetika v ekonomike XXI veka. Moscow. IzdAt Publ., 2010. (in Russian).

Received 15.05.2015.

Authors

Pioro Igor' Leonardovich, Professor, University of Ontario Institute of Technology,
Faculty of Energy Systems and Nuclear Science, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: Igor.Pioro@uoit.ca

Kirillov Pavel Leonidovich, Research Advisor of Director – Institute of Nuclear Reactors & Thermophysics, SSC RF-IPPE, Professor, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: kirillov@ippe.ru

УДК 621.039.54

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГИЯ – ОСНОВА ПРОИЗВОДСТВА ЭЛЕКТРИЧЕСТВА В БУДУЩЕМ

И.Л. Пиоро*, П.Л. Кириллов**

*Университет Онтарио Институт технологий.
L1H 7K4, Канада, Онтарио, Simcoe Str. North, 2000

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

РЕФЕРАТ

Производство электрической энергии обеспечивает деятельность промышленности, сельского хозяйства и быта. В общем случае электрическая энергия может быть получена с помощью

- невозобновляемых источников энергии, таких как уголь, газ, нефть и ядерное топливо;
- возобновляемых источников – энергии воды, солнца, биомассы, энергии морских волн и приливов, а также геотермических источников.

Однако основными источниками производства электрической энергии являются

- тепло при сжигании угля и газа;
- большие гидростанции;
- ядерное топливо.

Остальные источники используются только в некоторых отдельных странах.

В статье кратко излагается современное состояние атомной энергетики и дано ее сравнение с другими источниками энергии.

Ключевые слова: ядерная энергетика, производство электроэнергии, текущее состояние, тепловые электростанции, современные АЭС, четвертое поколение ядерных реакторов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Pioro I., Duffey R. Nuclear power as a basis for future electricity generation. *ASME Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science*. 2015, 1(1), 19 p.
2. Pioro I., Kirillov P. Current status of electricity generation in the world. In book «Materials and Processes for Energy: Communicating Current Research and Technological Developments». Editor, A. Mendez-Vilas. Spain: Formatec Research Center, 2013. pp. 783–795.
Доступ на сайте <http://www.formatec.info/energymaterialsbook/book/783-795.pdf>.
3. Pioro I. Nuclear Power as a basis for future electricity production in the world. In book «Current Research in Nuclear Reactor Technology in Brazil and Worldwide». Editors, A.Z. Mesquita and H.C. Rezende. Croatia, Rijeka: INTECH, 2012, pp. 211250.
Доступ на сайте <http://www.intechopen.com/books/current-research-in-nuclear-reactor-technology-in-brazil-and-worldwide/nuclear-power-as-a-basis-for-future-electricity-production-in-the-world-generation-iii-and-iv-reactor>.
4. Human Development Report. UN Development Program. March 14-th, 2013. 216 pages.
5. The World Fact Book. USA, CIA, 2013.
Доступ на сайте <http://www.cia.gov/library/publications/the-world-factbook/geos/ca.html>.
6. US Energy Information Administration. Washington, DC, 2013.
7. Thermal Power Plants. [EOLSS – Encyclopedia Of Life Support Systems]. Editor, R.A. Chaplin. 2009, v. 1.
Доступ на сайте <http://www.eolss.net/ebooklib/>
8. Nuclear Engineering Handbook. Editor, K.D. Kok. New York: CRC Press, Taylor & Francis Group. 2009, pp. 3–227.

9. World Nuclear Association. 2015.
Доступ на сайте <http://www.world-nuclear.org/info/Facts-and-Figures/World-Nuclear-Power-Reactors-and-Uranium-Requirements/>
10. World list of nuclear power plants. *Nuclear News*. March, 2015, pp. 41–59.
11. World list of nuclear power plants. *Nuclear News*. March, 2011, pp. 47–66.
12. Ragneb M. Nuclear reactor concepts and thermodynamic cycles.
Доступ на сайте <http://mragneb.com/NPRE 402 МЕ 405 Nuclear Power Engineering/Nuclear Reactor Concepts and Thermodynamic Cycles.pdf>. 2015, 45 pages.
13. Power reactors by nation. *Nuclear News*. March, 2015, 63.
14. Kelly J.E. Generation IV International Forum: A decade of progress through international cooperation. *Progress in Nuclear Energy*. 2014, v. 77, pp. 240–246.
15. Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems. OECD Nuclear Energy Agency. 2014, pp. 33–39.
16. Liquid Metal Cooled Reactors: Experience in Design and Operation. IAEA-TECDOC-1569. Vienna: IAEA, 2007.
17. Oka Y., Koshizuka S., Ishitawari Y., Yamaji A. Super Light Water Reactors and Super Fast Reactors. New York: Springer, 2010, pp. 6–69.
18. Schulenberg T., Matsui H., Leung L., Sedov A. Supercritical water cooled reactor. In: GIF Symposium Proceedings, USA, CA. November 14–15, 2012, pp. 63–75.
19. Peiman W., Pioro I., Gabrill K. Thermal aspects of conventional and alternative fuels in supercritical water-cooled reactors (SCWR) application.
Доступ на сайте <http://www.intechopen.com/pdfs-wm/28078.pdf> (2012).
20. Асмолов В.Г., Гагаринский А.Ю., Сидоренко В.А., Чернилин Ю.Ф. Атомная энергетика. Оценки прошлого, реалии настоящего, ожидание будущего. –М.: ИздАт, 2004.
21. Велихов Е.П., Гагаринский А.Ю., Субботин С.А., Цибульский В.В. Энергетика в экономике XXI века. –М.: ИздАт. 2010.

Авторы

Пиоро Игорь Леонардович, профессор, доктор техн. наук
E-mail: Igor.Pioro@uoit.ca

Кириллов Павел Леонидович, советник директора, профессор, доктор техн. наук
E-mail: kirillov@ippe.ru

Текст статьи дан в авторской редакции.

ПРЕДСКАЗАНИЕ СОБСТВЕННОГО ЭНЕРГОПОТРЕБЛЕНИЯ АЭС С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МЕТОДОВ ИНТЕЛЛЕКТУАЛЬНОГО АНАЛИЗА ДАННЫХ

М.А. Клещёва, А.В. Нахабов

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249040, Обнинск, Калужской обл., Студгородок, 1.*



В процессе работы атомная электростанция потребляет значительный объем электроэнергии, так называемый расход на собственные нужды. При этом существующая в Российской Федерации практика заключается в том, что для АЭС должен быть заранее заказан у оператора энергосистемы необходимый объем закупаемой электроэнергии, причем отклонения фактического энергопотребления от прогнозного в ту или иную сторону влекут за собой определенные штрафные экономические санкции. По этой причине важное значение приобретает точность прогнозирования энергопотребления на ближайший период. Рассматривается применение различных методов анализа данных для прогнозирования собственного энергопотребления АЭС с использованием фактических данных, сравнение этих методов как между собой, так и с используемым в настоящее время на АЭС. В результате предлагается метод прогнозирования собственного энергопотребления АЭС с существенно более высокой точностью.

Ключевые слова: атомная станция, энергопотребление, методы прогнозирования, экспоненциальное предсказание, метод опорных векторов.

ВВЕДЕНИЕ

В состав оборудования атомной станции входит большое число потребителей электроэнергии, расход которой называется расходом на собственные нужды. АЭС в процессе эксплуатации закупает электроэнергию для собственных нужд из единой энергосистемы. Закупка электроэнергии осуществляется на основании прогнозирования. Очень важно как можно точнее планировать собственное потребление: чем точнее прогноз энергопотребления, тем выше финансовый результат. Некачественное планирование потребности в энергоресурсах ведет, в одних случаях, к переплате и, соответственно, к неэффективному отвлечению денежных средств атомной станции, а в других случаях – к риску возможных ограничений поставки энергоресурсов. Поэтому необходимо определить величину объема закупаемой электроэнергии для внесения соответствующей предоплаты.

Атомная станция берет на себя некоторый риск, который связан с невозможностью точного планирования заявки на потребление электроэнергии. Практика показывает, что для прогнозирования необходимого количества энергоресурсов для атомных станций не существует общего единого метода, поскольку огромное коли-

чество протекающих технологических циклов, суммируясь, образуют уникальный временной процесс.

ПОДХОДЫ К ПЛАНИРОВАНИЮ СОБСТВЕННОГО ПОТРЕБЛЕНИЯ НА АЭС

Несколько известно, на атомных станциях не существует единого разработанного метода прогнозирования энергопотребления. Подход к данному вопросу был рассмотрен на Смоленской АЭС. На сегодня заказ энергоресурсов на САЭС происходит на основе визуального и статистического анализа данных за текущий период. За величину прогнозного значения на будущий период берется некоторая средняя величина (рис. 1). Из рисунка 2 видно, что такой подход дает существенную ошибку в прогнозировании и не учитывает поведение случайной величины.

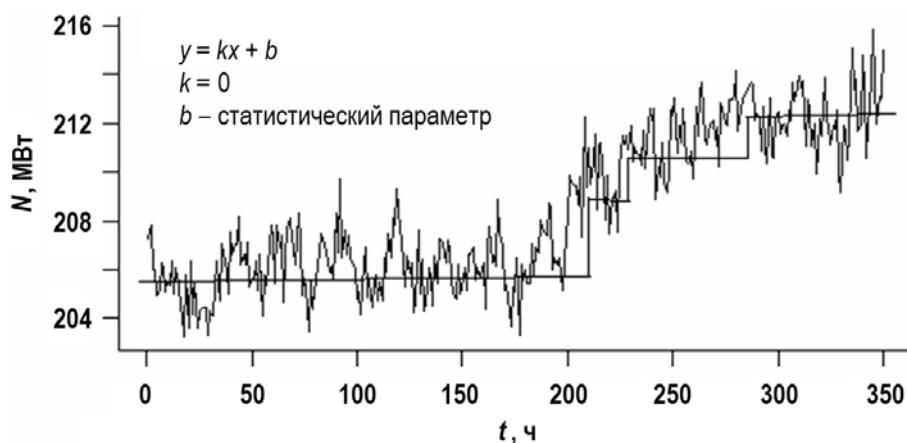


Рис. 1. Существующий подход прогнозирования собственного энергопотребления на САЭС

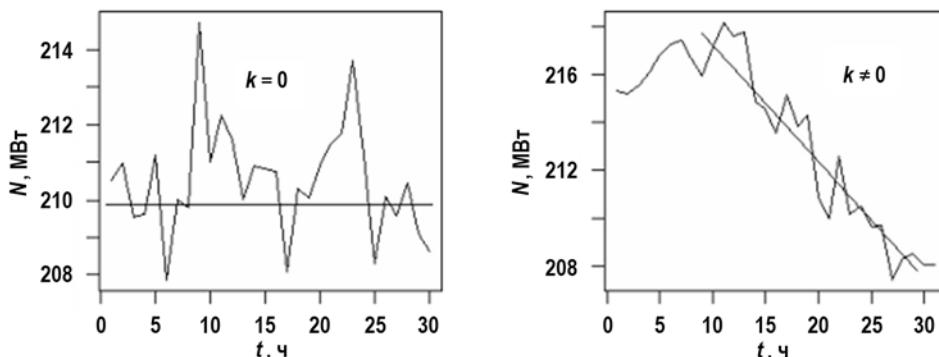


Рис. 2. Недостатки подхода прогнозирования, принятого на САЭС

МЕТОДЫ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ

Временной ряд представляет собой набор или последовательность наблюдаемых данных, расположенных в хронологическом порядке в равноотстоящие промежутки времени. Прогнозирование временных рядов является предсказанием будущих событий на основе уже известных прошлых событий с использованием подходящей модели. Существует классификация методов, которые могут быть применены для прогнозирования энергопотребления [1].

В качестве исходных данных используются значения фактического потребления электроэнергии Смоленской АЭС – филиалом ОАО «Концерн Росэнергоатом».

Прогноз по максимумам основан на разбиении временного ряда на участки. Приняв, что величина энергопотребления за некий предшествующий временной период считается постоянной и равняется его максимальному значению, можно построить простейшую модель прогнозирования. Метод медиан по тройкам основан на предыдущем методе. Отличие в том, что за величину прогнозного значения берется не максимальное значение, а медиана по тройкам, т.е. отсекаются самые большие и самые маленькие значения. На рисунке 3 показаны примеры таких прогнозов.

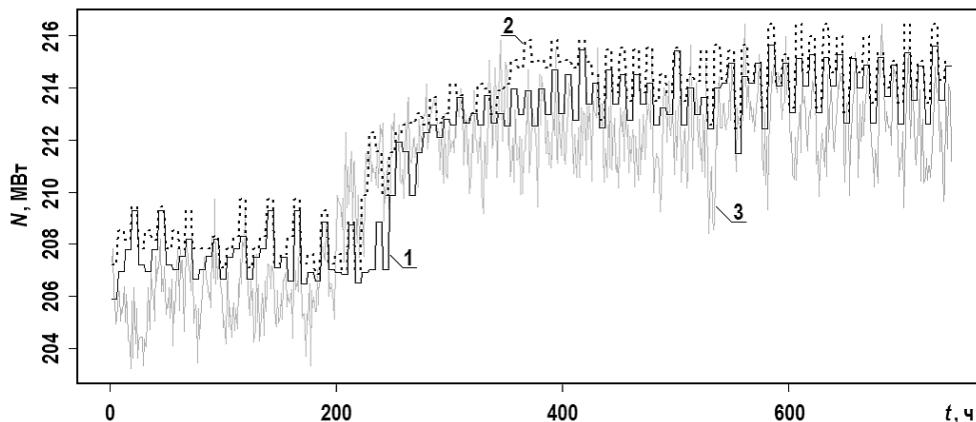


Рис. 3. Прогноз по максимумам и предсказание с помощью медиан по тройкам: 1 – прогнозирование с использованием медиан по тройкам; 2 – прогноз по максимумам; 3 – фактическое энергопотребление

Экспоненциальное предсказание – метод математического преобразования, используемый при прогнозировании временных рядов. В его основе лежит расчет экспоненциальных средних. Экспоненциальное предсказание ряда осуществляется по рекуррентной формуле:

$$S_t = \alpha \cdot X_t + (1 - \alpha) \cdot S_{t-1}, \quad (1)$$

где S_t – значение экспоненциальной средней в момент времени t ; α – параметр сглаживания, $0 < \alpha < 1$. Как видно из выражения (1), каждое новое сглаженное значение (которое является также прогнозом) вычисляется как взвешенное среднее текущего наблюдения и сглаженного ряда. Более старым наблюдениям приписываются экспоненциально убывающие веса, учитывающие все предшествующие наблюдения ряда. Результат сглаживания зависит от параметра α . Если $\alpha = 1$, то предыдущие наблюдения полностью игнорируются. Если $\alpha = 0$, то игнорируются текущие наблюдения. Экспоненциальное предсказание является простейшим вариантом самообучающейся модели. Вычисления просты и выполняются итеративно, массив для инициализации вычислений может быть уменьшен до одного элемента S_{t-1} [2, 6].

Параметр α следует выбирать так, чтобы значение суммы квадратов отклонений фактического потребления электроэнергии от прогнозного было минимальным. Оказалось, что наименьшая среднеквадратичная ошибка достигается при $\alpha = 0.3$. На рисунке 4 представлены графики фактического энергопотребления и прогноз с помощью экспоненциального предсказания. Как видно, данный метод наилучшим образом повторяет распределение имеющихся данных.

Метод опорных векторов SVM (англ. – Support Vector Machines) решает задачи классификации и регрессии путем построения нелинейной плоскости, разделяющей решения. В представленной работе метод опорных векторов используется в решении задачи регрессии SVR (англ. – Support Vector Regression). В исходном пространстве SVM строит оптимальную гиперплоскость, применяя итерационный алгоритм обучения, использующийся для минимизации функции ошибок.

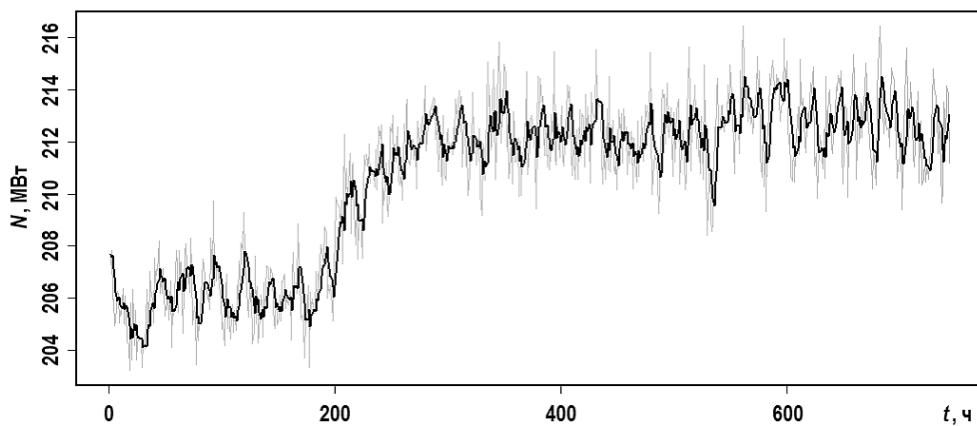


Рис. 4. Экспоненциальное предсказание энергопотребления

Опишем случайную линейную функцию f , имеющую форму

$$f(x) = \langle \omega, x \rangle + b, \quad \omega \in X, \quad b \in R. \quad (2)$$

Задача нахождения параметров формулируется в виде минимизации функционала

$$\min ||\omega||^2 / 2 + C \sum_{i=1}^l (\xi_i + \xi_i^*) \quad (3)$$

при ограничениях

$$\begin{aligned} y_i - \langle \omega, x_i \rangle - b &\leq \varepsilon + \xi_i, \\ \langle \omega, x_i \rangle + b - y_i &\leq \varepsilon + \xi_i^*, \\ \xi_i, \xi_i^* &\geq 0. \end{aligned} \quad (4)$$

В функционале (3) первое слагаемое $||\omega||^2 / 2$ неявно обеспечивает некую степень гладкости функции, а второе – штрафует любые отклонения $f(x_i)$ от y_i , большие, чем ε для всех обучающих данных, где ε – так называемая функция потерь. В оптимизационную задачу вводятся параметры ξ , с помощью которых контролируются отклонение остатков регрессии в большую или меньшую стороны от заданной границы ε .

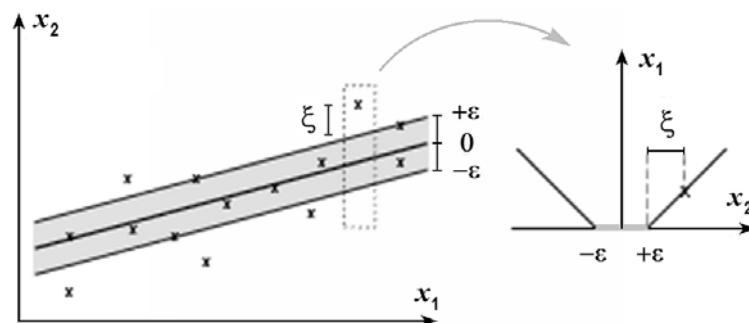


Рис.5. Установление оптимальной функции потерь для линейного SVM

Оказывается, что в большинстве случаев задача оптимизации (3) может быть решена более легко в своей двойной формулировке:

$$f(x) = \sum_{i=1}^l (\alpha_i - \alpha_i^*) K(x_i, x) + b. \quad (5)$$

Элементы данных, которым соответствуют ненулевые значения α_i , называют опорными векторами, задающими границы построенной гиперплоскости. Ядерная функция K заменяет скалярное произведение в преобразованном пространстве. Существует ряд ядер, которые могут быть использованы в моделях метода опорных векторов. Выбор подходящей ядерной функции – ключевая задача при получении рабочей модели регрессии [3, 5].

Данный алгоритм реализуется в пакете LibSVM в системе статистических вычислений R [4]. Использовался вариант алгоритма с полиномиальным ядром. Подбор параметров регрессии осуществлялся на обучающей выборке. Точность метода и прогнозируемая способность оценивались на проверочной выборке. Таким образом, была выбрана модель с оптимальными параметрами, которые обеспечивают наименьшую ошибку предсказания и удовлетворительное число опорных векторов.

Таблица 1

Результаты прогнозирования энергопотребления

Методы	Сумма квадратов отклонений	Сумма положительных ошибок	Сумма отрицательных ошибок
Существующий метод на САЭС	3532.2	728.2	-599.9
Прогнозирование по максимумам	4374	86.9	-1444.4
Медиана по тройкам	2893.2	232.2	-963.5
Экспоненциальное предсказание	1253	391.8	-365.5
SVR	0.19	6.97	-3.64

Сравнение результатов показало, что метод SVR является наилучшим с точки зрения точности прогнозирования энергопотребления. Вектором ошибок для каждого метода является разница между фактическим потреблением электроэнергии и предсказанным. В таблице 1 эти результаты занесены во вторую колонку. Прогнозирование осуществлялось на один месяц (744 значения).

ПОДХОДЫ К ПРОГНОЗИРОВАНИЮ

При построении модели встает вопрос, какой объем предшествующих данных оптimalен для будущего предсказания, поскольку устаревшие данные при моделировании часто бывают бесполезными и оказывают негативное влияние. Также нужно определить, на какой интервал времени осуществлять прогноз. Так как процесс потребления электроэнергии имеет нестационарный характер, то чем больше период прогноза, тем более вероятно изменение количества энергопотребления. Кроме того, возможно возникновение непредсказуемых ситуаций, которые оказывают существенное влияние на изучаемый процесс.

Поскольку SVR дает наилучший результат предсказания энергопотребления, для увеличения точности прогноза необходимо подобрать оптимальные размеры обучающей и проверочной выборок, при которых модель способна отражать изменяю-

щиеся условия во времени и адаптироваться к временному ряду.

Были рассмотрены два подхода к прогнозированию по методологии SVR. Первый вариант – на основе увеличивающейся обучающей выборки. Задается начальный размер обучающей выборки, производится прогноз на некий период (положим, на одни сутки), затем обучающая выборка увеличивается ровно на период прогнозирования. Второй – на основе скользящей обучающей выборки. Задается начальный размер обучающей выборки, производится прогноз на некий период (например, на одни сутки), затем обучающая выборка сдвигается ровно на период прогнозирования.

Таблица 2

Результаты прогнозирования с использованием различных подходов

Подходы	Сумма квадратов отклонений	Сумма положительных ошибок	Сумма отрицательных ошибок
SVR (увеличивающаяся обучающая выборка)	132.4	26.0	-454.6
SVR (скользящая обучающая выборка)	132.0	64.1	-244.5

Для рассматриваемых методик прогнозирования проводились численные эксперименты, результаты которых занесены в табл. 3, где введены обозначения: **train** – обучающая выборка, **test** – проверочная выборка. Как видно из табл. 2, 3, преимущество скользящей обучающей выборки состоит в том, что, имея небольшое количество предшествующих данных, можно добиться меньшей ошибки в прогнозировании и уравновесить баланс ошибок в одну и другую стороны.

Таблица 3

Результаты прогнозирования с различными размерами обучающей и проверочной выборок

		Сумма квадратов отклонений	Сумма положительных ошибок	Сумма отрицательных ошибок
Увеличивающаяся обучающая выборка	train = 7 сут, test = 36 ч	132.4	27.0	-454.5
	train = 7 сут, test = 24 ч	132.4	26.0	-454.6
	train = 14 сут, test = 24 ч	132.3	23.7	-454.6
Скользящая обучающая выборка	train = 7 сут, test = 36 ч	124.1	64.3	-236.5
	train = 7 сут, test = 24 ч	132.0	64.1	-244.5
	train = 14 сут, test = 24 ч	133.7	57.7	-286.3

АЭС выплачивает штраф в том случае, когда электроэнергия заказана с избытком, и, наоборот, при недостатке электроэнергии. Поскольку оплата штрафа различна в этих двух случаях, то нашей целью является сведение экономических затрат АЭС к минимуму. SVR позволяет использовать различные подходы к прогнозированию и регулировать ошибки предсказания в положительную и отрицательную

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

стороны. Поскольку ошибки прямо пропорционально связаны с ценой на электроэнергию, можно менять соотношение ошибок и тем самым стремиться к уменьшению выплаты штрафа. Таким образом, построенная модель в дальнейшем может быть использована атомными станциями для прогнозирования собственного энергопотребления, что позволит достичь существенного экономического эффекта.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Выполнен численный анализ пяти методов прогноза собственного энергопотребления АЭС. Сравнение результатов показало, что метод опорных векторов, основанный на интеллектуальной обработке данных, является наилучшим из них и дает наименьшую ошибку. Построенный на базе этого метода вычислительный алгоритм позволяет регулировать предсказательную способность и тем самым сокращать экономические затраты атомной станции. В дальнейшем на его основе возможно создание полноценного программного обеспечения, которое позволит не только сэкономить на затратах, но и оптимизировать процессы поставки, учета, потребления и управления энергоресурсами.

Литература

1. *Alfares H.K., Nazeeruddin M.* Electric Load Forecasting: literature survey and classification of methods // International Journal of Systems Science. – 2002. – Vol. 33. – № 1. – PP. 23-34.
2. Лукашин Ю.П. Адаптивные методы краткосрочного прогнозирования временных рядов: Учеб. пособие. – М.: Финансы и статистика, 2003. – 416 с.
3. *Smola A.J., Schölkopf B.A.* Tutorial on Support Vector Regression // Statistics and computing. – 2004. – Vol. 14. – № 3. – PP. 199–222.
4. Хайкин С. Нейронные сети: полный курс – М.: Издательский дом «Вильямс», 2006. – 1104 с.
5. Барсегян А.А., Куприянов М.С., Степаненко В.В., Холод И.И. Методы и модели анализа данных: OLAP и DataMining. – СПб.: БХВ-Петербург, 2004. – 336 с.
6. Андерсон Т. Статистический анализ временных рядов – М.: Мир, 1976. – 755 с.

Поступила в редакцию 26.01.2015 г.

Авторы

Клещёва Марина Александровна, магистр 1 курса ИАТЭ НИЯУ МИФИ
E-mail: kleshcheva_ma@mail.ru

Нахабов Александр Владимирович, доцент, кандидат техн. наук
E-mail: AVNakhabov@mephi.ru

UDC 621.317

PREDICTION OWN ENERGY CONSUMPTION NUCLEAR POWER PLANTS USING DATA MINING METHODS

Kleshchyova M.A., Nakhabov A.V.

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

ABSTRACT

While in operation, nuclear power plant consumes a significant amount of electricity, the so-called consumption for own needs. The existing practice in the Russian Federation is that nuclear power plants must order in advance from the grid operator required volume of electricity so that any deviation of the actual energy consumption of the predicted value results in some penalties. It is quite difficult to predict required value of energy consumption in advance, so prediction of energy consumption with high accuracy using available operational information is very important.

This article discusses the use of various methods of data analysis and data mining to predict the energy consumption for own needs of nuclear power plant using actual operational data. Among these methods are smoothing by medians, exponential smoothing and support vector regression. First of all the simple method of prediction currently used at the NPP was considered. Then the comparison of proposed methods is performed, both among themselves and with the currently used one at the plant. The special emphasis is placed on support vector regression. As a final result, the method of forecasting of nuclear power plant energy consumption for own needs using support vector regression with significantly higher accuracy is proposed.

Key words: nuclear power plants, energy consumption, forecasting methods, exponential smoothing, Support Vector Machines.

REFERENCES

1. Alfares H.K., Nazeeruddin M. Electric Load Forecasting: literature survey and classification of methods. *International Journal of Systems Science*. 2002, v. 33, no. 1, pp. 23–34.
2. Lukashin Yu.P. Adaptive Methods of Short-term Time Series Prediction – Moscow, Finansy i Statistika Publ., 2003, 416 p. (in Russian).
3. Smola A.J., Schölkopf B.A. Tutorial on Support Vector Regression. *Statistics and computing*. 2004, v. 14, no. 3, pp. 199–222.
4. Haykin S. Neural Networks: A Comprehensive Foundation. N.Y., Prentice Hall, 1999.
5. Barsegyan A.A., Kupriyanov M.S., Stepanenko V.V., Holod I.I. Methods and Models of Data Analysis: OLAP and Data Mining. Sankt-Petersburg. BHV-Peterburg Publ., 2004, 336 p. (in Russian).
6. Anderson T.W. The Statistical Analysis of Time Series. John Wiley & Sons, 1971.

Authors

Kleshchyova Marina Aleksandrovna, Master Science Degree Student of OINPE NRNU MEPhI
E-mail: kleshcheva_ma@mail.ru

Nakhabov Alexandr Vladimirovich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering),
E-mail: AVNakhabov@mephi.ru

ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАВИСИМОСТИ ПОКАЗАНИЙ СЕКТОРНОЙ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ ГЕРМЕТИЧНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ РЕАКТОРА БН-600 ОТ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПАРАМЕТРОВ

О.И. Албутова, Д.А. Лукьянов

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



Цель работы – исследование зависимости показаний измерительных каналов секторной системы контроля герметичности оболочек твэлов (ССКГО) реактора БН-600 от эксплуатационных параметров и разработка регрессионной модели предсказания фоновых показаний ССКГО.

Был сформирован перечень параметров регрессионной модели определения уровня фона измерительного канала ССКГО. Наряду с мощностью реактора, температурой в блоке детектирования (БД) и временем от начала микрокампании в состав модели включалось расчетное значение температуры за пределами БД, которое пропорционально значению приращения температуры в БД.

Коэффициенты регрессионной модели определялись методом наименьших квадратов (МНК) с применением пошаговой регрессии с последовательным добавлением параметров. Критерием включения параметра в состав модели являлось уменьшение значения средней ошибки аппроксимации e и нормализация распределения остатков модели. Обработка данных проводилась с использованием MS Excel, MS Access, VBA.

Результаты построения модели показали, что все параметры статистически значимы. Погрешность разработанной модели предсказания фоновых показаний ССКГО на всех участках данных одной микрокампании БН-600 не превышает 1%, что удовлетворяет исходным требованиям.

Проведенные исследования зависимости фона от эксплуатационных параметров реактора обладают практической значимостью и научной новизной – ранее подобные исследования не публиковались. По завершении испытаний разработанной модели на расширенном объеме эксплуатационных данных будет решаться вопрос о реализации методики в составе ССКГО реакторов БН-600 и БН-800.

Ключевые слова: БН-600, секторная система контроля герметичности оболочек твэлов, фоновые показания, запаздывающие нейтроны, мощность, температура, блок детектирования, регрессионная модель, средняя ошибка аппроксимации, гистограмма.

ВВЕДЕНИЕ

ССКГО реактора БН-600 по запаздывающим нейtronам [1] позволяет вести непрерывный контроль герметичности оболочек твэлов во время работы реактора на

© *О.И. Албутова, Д.А. Лукьянов, 2015*

мощности, а также определять ориентировочное местоположение дефектных твэлов по топливу тепловыделяющих сборок (ТВС) [2]. Основная задача, решаемая с помощью системы, – формирование аварийной сигнализации оперативному персоналу о необходимости снижения мощности либо остановки реактора при достижении эксплуатационного предела и предела безопасной эксплуатации по разгерметизации твэлов.

Метод контроля герметичности основан на регистрации запаздывающих нейтронов, которые испускают продукты деления – предшественники запаздывающих нейтронов, попавшие в теплоноситель через дефекты в оболочках твэлов. В качестве детекторов запаздывающих нейтронов (ДЗН) на БН-600 используются ионизационные камеры деления, которые размещаются в блоках детектирования (БД) в шахте реактора напротив входных окон шести ПТО – промежуточных теплообменников (рис. 1).

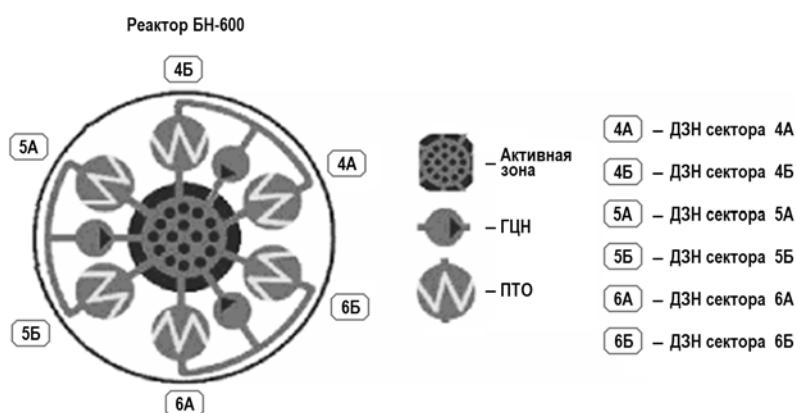


Рис. 1. Расположение блоков детектирования системы ССКГО реактора БН-600

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ФОНОВЫХ ПОКАЗАНИЙ ССКГО

При отсутствии в активной зоне поврежденных твэлов показания измерительных каналов (КИ) ССКГО складываются из нескольких составляющих плотности потока нейтронов в месте расположения БД, связанных с наличием поверхностного загрязнения топлива и фотонейтронами. Но наиболее значимый вклад вносят нейтроны из активной зоны, проникающие в шахту через неоднородности в защите и попадающие в область регистрации после многократного рассеяния [3, 4].

Величина фоновых показаний КИ ССКГО неоднородна и существенно зависит не только от мощности реактора, но и от расположения блоков детектирования в шахте реактора [5]. При работе на номинальной мощности реактора фоновые показания различаются по БД в пределах двух порядков.

Также на показания КИ ССКГО влияет изменение эффективности регистрации нейтронных детекторов при изменении температуры в БД. Кроме того, наблюдается медленный эффект зависимости показаний КИ в процессе микрокампании при выгорании топлива вследствие изменения профиля поля энерговыделения [6].

Превышение показаний КИ над фоном означает появление сигнала от запаздывающих нейтронов, который характеризует возникновение в активной зоне твэлов, поврежденных до прямого контакта топлива с теплоносителем. Таким образом, задача корректного определения фоновых показаний КИ ССКГО для различных эксплуатационных режимов является крайне важной. В настоящее время фоновые показания КИ по мере необходимости вводятся персоналом АЭС вручную на основе данных, полученных при эксплуатации ССКГО. Расчетное определение фоновых по-

казаний позволит избежать ошибок при вводе, более точно выделить составляющую сигнала от запаздывающих нейтронов, обеспечить более надежное прогнозирование времени достижения аварийных уставок ССКГО и точность локализации дефектных сборок [7].

РАЗРАБОТКА РЕГРЕССИОННОЙ МОДЕЛИ

Приведем результаты моделирования для одного КИ ССКГО с наибольшей величиной фоновой составляющей [5].

Зависимость фоновых показаний ССКГО от мощности является наиболее значимой и близка к линейной [2]. С учетом того, что при нулевой мощности фоновые показания ССКГО также нулевые, логично предположить зависимость

$$N_{\text{КИ}}(t_i) = k \cdot W(t_i), \quad (1)$$

где $N_{\text{КИ}}(t_i)$ – показания измерительного канала; $W(t_i)$ – мощность реактора, характеризующая влияние нейтронов активной зоны; t_i – время от начала микрокампаний, сут; k – коэффициент, связывающий показания КИ с мощностью реактора.

Однако, как показали результаты обработки и анализа реакторных данных, коэффициент k не является константой, а описывается функцией, зависящей от эксплуатационных параметров – выгорания топлива (зависящего от времени t_i) и температуры в БД T_i . Кроме того, в процессе исследований при нестационарных температурных режимах наблюдалось запаздывание изменения температуры в БД по сравнению с изменением показаний каналов ССКГО. Было выдвинуто предположение о влиянии на показания ССКГО температурных перемещений корпуса реактора и конструкций шахты в области размещения БД. Для учета данного фактора в расчетную модель были введены дополнительный параметр, пропорциональный температуре в шахте реактора за пределами БД, и рассчитываемые на основе закона охлаждения Ньютона как приращения температуры в БД величины $dT(t_i) = T(t_i) - T(t_{i-1})$.

Для выбранных параметров была построена регрессионная модель, позволяющая определить коэффициент k :

$$k = k_1 \cdot t_i^2 + k_2 \cdot t_i + k_3 \cdot T(t_i) + k_4 \cdot dT(t_i) + k_5. \quad (2)$$

Определение коэффициентов k регрессионной модели (2) проводилось методом наименьших квадратов (МНК) с применением пошаговой регрессии с последовательным добавлением параметров. Главным критерием при построении модели являлось пошаговое уменьшение значения средней ошибки аппроксимации e [7] и нормализация распределения остатков модели, что свидетельствует о том, что рассматриваемый параметр действительно улучшает качество модели.

При построении модели сначала проводился последовательный учет параметров, характеризующих влияние эффекта выгорания топлива, и затем учет температурной зависимости показаний КИ ССКГО. Результаты построения модели приведены в табл. 1, из которой видно, что все параметры статистически значимы.

После определения коэффициентов модели (2) на основе (1) была получена модель определения фоновых показаний исследуемого КИ ССКГО:

$$N_{\text{КИ}} = W(t_i) \cdot (3.7810^{-5} \cdot t_i^2 - 0.002 \cdot t_i - 0.1 \cdot T(t_i) - 0.14 \cdot dT(t_i) + 87.75). \quad (3)$$

Как и ожидалось, величина фона растет с увеличением мощности и падает с ростом температуры в блоке детектирования. Рост фона от времени работы реактора определяется соответствующим изменением профиля поля в активной зоне реактора.

Таблица 1

Результаты пошагового построения регрессионной модели

Порядок учета параметров	Параметр модели	Характеристика параметра	Средняя ошибка аппроксимации при учете параметра
1	Время от начала микрокампании t_i , сут	Учет эффекта выгорания топлива	$\varepsilon_1 = 0,36\%$
2	Квадрат времени от начала микрокампании t_i^2 , сут ²	Учет эффекта выгорания топлива	$\varepsilon_2 = 0,31\%$
3	Температура в блоке детектирования $T(t)$, °C	Учет температурной зависимости показаний	$\varepsilon_3 = 0,226\%$
4	Приращение температуры в блоке детектирования $dT(t)$, °C	Учет температурной зависимости показаний	$\varepsilon_4 = 0,223\%$

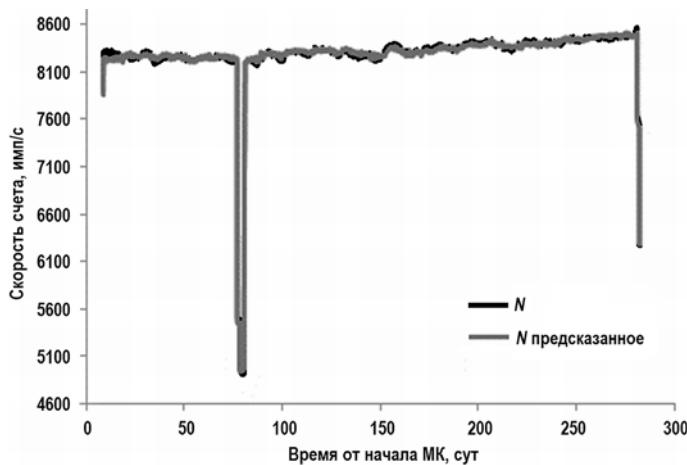


Рис. 2. Исходные и предсказанные показания КИ

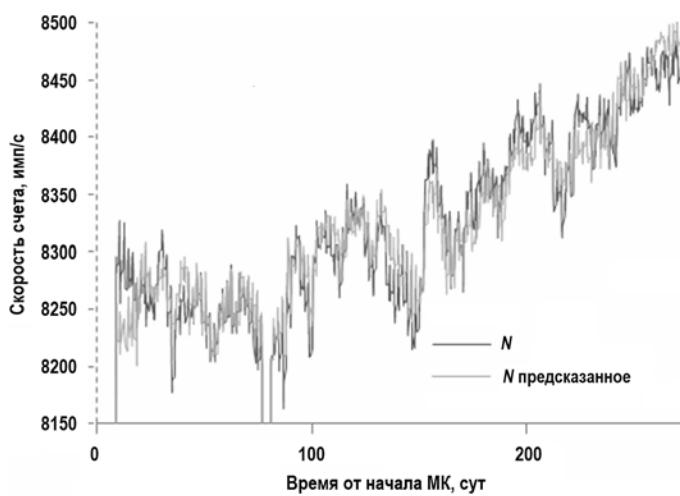


Рис. 3. Исходные и предсказанные показания КИ в увеличенном масштабе

На рисунках 2, 3 представлены исходное и предсказанное значения КИ. Вид-

но, что качество предсказания достаточно высокое. Необходимо отметить, что модель (3) хорошо работает в широком диапазоне изменения мощности. На рисунке 4 приводится гистограмма регрессионных остатков, распределение которых близко к нормальному.

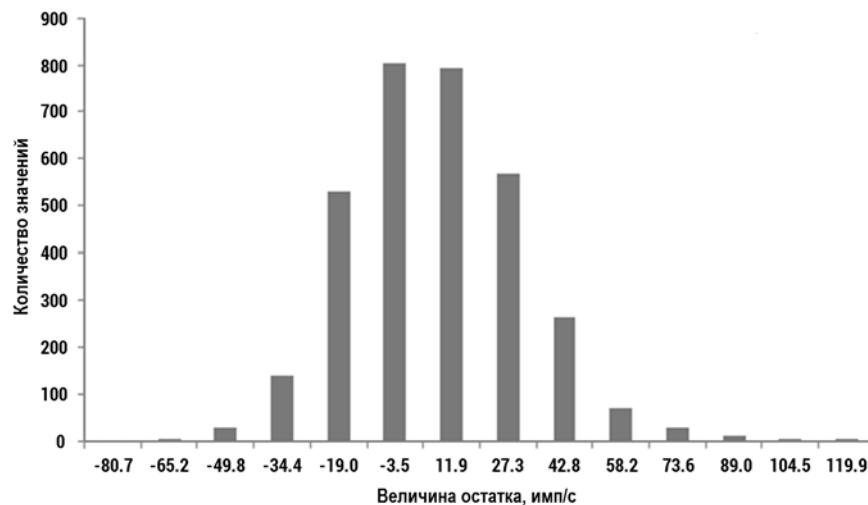


Рис. 4. Гистограмма остатков регрессионной модели ($N - N_{\text{предсказанное}}$)

РЕЗУЛЬТАТЫ ПРЕДСКАЗАНИЯ ФОНОВОГО СИГНАЛА

Средняя ошибка аппроксимации разработанных на основе данного подхода моделей предсказания усредненных за один час показаний различных КИ ССКГО реактора БН-600 в зависимости от мощности реактора, времени от начала микрокампании, температуры в БД и расчетного параметра, пропорционального температуре за пределами БД, на всех участках данных одной микрокампании реактора БН-600 не превышает 1%, что в полной мере удовлетворяет исходным требованиям.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

По результатам исследований показана возможность определения фоновых показаний КИ ССКГО для различных эксплуатационных режимов в автоматическом режиме с достаточно высокой точностью, что позволит

- более точно определять превышение показаний КИ над фоном, дающее возможность обнаружения на более ранней стадии сигнала от запаздывающих нейтронов и появления в активной зоне твэлов, поврежденных до прямого контакта топлива с теплоносителем;
- существенно увеличить точность локализации ТВС с негерметичными твэлами;
- избежать ошибок при ручном вводе текущих фоновых значений оператором.

По завершении испытаний разработанной модели на расширенном объеме эксплуатационных данных будет решаться вопрос о реализации методики в составе программного обеспечения ССКГО реакторов БН-600 и БН-800.

Литература

1. Дворников П.А., Ковтун С.Н., Лукъянов Д.А., Скоморохов А.О., Жилкин А.С., Югов С.И. Комплексный анализ данных в системе контроля герметичности оболочек твэлов реактора БН-800. / XII Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров». Тезисы докладов. Обнинск. ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2011. -89 с.

2. Дворников П.А., Ковтун С.Н., Лукьянов Д.А., Шутов С.С., Жилкин А.С. Методы локализации дефектных ТВС в реакторе МБИР. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – № 3.– С. 24–33.
3. Ломакин С.С. Ядерно-физические методы диагностики и контроля активных зон реакторов АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 119 с.
4. Лопатин Ю.В. Автоматизированная система контроля технического состояния твэлов реакторов типа БН. Атомные электростанции. Вып. 7. –М.: Энергоатомиздат, 1984. – С.62–70.
5. Дворников П.А., Ковтун С.Н., Лукьянов Д.А., Шутов С.С., Жилкин А.С. Программа локализации ТВС с негерметичными по топливу твэлами в реакторе МБИР по показаниям датчиков запаздывающих нейтронов. / Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2014613853 от 09 апреля 2014 г.
6. Баклушин Р.П. Технология энергоблоков АЭС с натриевым теплоносителем. (История развития и опыт эксплуатации). – Обнинск. ОНТИ ГНЦ РФ-ФЭИ, 2012. - 300 с.
7. Петрунин Ю.Ю. Информационные технологии анализа данных. Data analysis: учебное пособие.- 2-е издание. - М.: КДУ, 2010. - 292 с.

Поступила в редакцию 19.01.2015

Авторы

Албутова Ольга Игоревна, инженер
E-mail: oalbutova@ippe.ru

Лукьянин Дмитрий Александрович, ведущий научный сотрудник,
E-mail: dlukyanov@ippe.ru

UDC 621.039

INVESTIGATION OF THE DEPENDENCE TESTIMONY SECTOR CONTROL SYSTEM LEAK FUEL CLADDING BN-600 REACTOR ON THE OPERATIONAL PARAMETERS

Albutova O.I., Lukyanov D.A.

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

ABSTRACT

The problem of determining the background of indications of measuring channels of the sector control tightness claddings (SSKG0) (evidence in the absence of the defect), which significantly depend on the location of the control points and the operational parameters of the reactor is relevant for fast reactors. The ability to predict the estimated background opens up prospects for further development of the sector CLC, improve its technical and metrological characteristics.

The dependence of readings SSKG0 BN-600 on the operational parameters and the development of a regression model predicting SSKG0 background readings.

Process performance. 1) Formation of the list of parameters of the regression model for determining background level measuring channel SSKG0. Along with the power of the reactor, the temperature in the detection unit (DB) and the time to start mikrokampanii in the model included the estimated value of the temperature outside of the database, which is proportional to the temperature increment in the database. 2) Determination of the coefficients of the regression model was performed by least squares (OLS) using stepwise regression with the sequential addition of para-meters. The criterion for inclusion of a parameter in the model was to reduce the value of the average approximation error e and normalization of residual distribution model. Data processing was carried out using MS

Excel, MS Access, VBA.

Modeling results show that all parameters are statistically significant. In the prediction error of the model developed SSKGO background readings in all areas given one-governmental mikrokampanii reactor BN-600 is less than 1%, which meets the original requirements.

The research background depending on the operational parameters of the reactor have scientific novelty – earlier similar studies have not been published, and practical significance. Upon completion of testing the model developed at enhancing the operational data, will decide on the implementation of the technique as part of SSKGO reactors of the BN-600 and BN-800.

Key words: BN-600, sectoral monitoring system leak fuel cladding, background readings, delayedneutrons, capacity, temperature, detection unit, regression model, an average approximation error, bar chart.

REFERENCES

1. Dvornikov P.A., Kovtun S.N., Lukyanov D.A., Skomorokhov A.O., Zhilkin A.S., Yugov S.I. Comprehensive analysis of the data in the system of fuel cladding leak test of the reactor BN-800. *XII Mezhdunarodnaja konferencija «Bezopasnost' AJeSipodgotovkakadrov». Tezisy dokladov.* [XII Conference «NPP Safety and Training». Abstracts]. Obninsk, 2011. INPENRNU "MEPhI", p. 89 (in Russian).
2. Dvornikov P.A., Kovtun S.N., Lukyanov D.A., Shutov S.S., Zhilkin A.S. Methods of localization of defective fuel assemblies in the reactor MBIR. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2013, no. 3, pp. 24-33 (in Russian).
3. Dvornikov P.A., Kovtun S.N., Lukyanov D.A., Shutov S.S., Zhilkin A.S. The program localization FA with fuel leaking fuel rods in the reactor MBIR on the testimony of the sensor-delayed neutrons. Certificate of state registration of the computer Number 2014613853 on April 9, 2014 (in Russian).
4. Baklushin R.P. Technology NPP with sodium coolant. (History of the development and operating experience). –Obninsk, ONTI GNCRF-FEI Publ. 2012. 300p. (in Russian).
5. Petrunin J.J. Information technology analysis. Data analysis: tutorial. 2-nd edition. Moscow. SAM Publ., 2010. 292 p. (in Russian).
6. Lomakin S.S. Nuclear-physical methods of diagnostics and monitoring nuclear reactor cores. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1986. 119 p. (in Russian).
7. Lopatin Y.V. The automated system of technical inspection of fuel elements reactors BN-type. Nuclear power plants. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1984, no. 7, pp. 62-70 (in Russian).

Authors

Albutova Ol'ga Igorevna, Engineer
E-mail: oalbutova@ippe.ru

Lukyanov Dmitrij Aleksandrovich, Leading Researcher
E-mail: dlukyanov@ippe.ru

ОЦЕНИВАНИЕ НЕСТАБИЛЬНОСТИ МЕТРОЛОГИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ИЗМЕРИТЕЛЬНЫХ КАНАЛОВ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

Д.А. Бережной, С.Е. Кравцова, К.Н. Маловик

*Севастопольский государственный университет.
299053, г. Севастополь, ул. Университетская, 33.*



Для контроля параметров технологического процесса служат измерительные каналы (ИК) исследовательских реакторов.

Рассматривается задача оценки нестабильности погрешности ИК нейтронной мощности исследовательских реакторов. Цель работы – исследование общих закономерностей тренда нестабильности характеристик ИК во времени и определение основных составляющих потерь полезного сигнала при оценке нестабильности метрологических характеристик каналов.

Для оценки нестабильности метрологических характеристик средств измерения в работе [7] предлагается использовать математическое моделирование, а в нормативном документе [2] рекомендуется оценивать нестабильность по функции чувствительности средств измерения. Но такие подходы не позволяют оценить индивидуальность влияния каждого воздействующего фактора на погрешность ИК. Поэтому целесообразно применить методологию Тагучи, основанную на определении потерь с помощью отношения «полезный сигнал / шум».

Рассмотрены факторы, воздействующие на нестабильность погрешности ИК. Определена область упреждающего контроля нестабильности погрешности ИК нейтронной мощности. Предложено применение подходов теории Тагучи для оценки нестабильности метрологических характеристик измерительных каналов.

Ключевые слова: исследовательский реактор, измерительный канал, нестабильность метрологических характеристик, теория Тагучи.

ВВЕДЕНИЕ

Исследовательские реакторы применяются для проведения научно-исследовательских испытаний в области ядерной и нейтронной физики, радиационной химии, для производства радиоактивных изотопов и для изучения свойств материалов, приборов и оборудования, облученных в полях нейтронов и гамма-квантов, а также для обеспечения учебного процесса при подготовке специалистов атомной промышленности и АЭС.

Как и все реакторы АЭС, исследовательские реакторы обеспечиваются системой управления и защиты (СУЗ). Контроль технологических параметров реактора система СУЗ осуществляет с помощью измерительных каналов (ИК).

Параметром, определяющим качество функционирования ИК, отражающим неизменность во времени его метрологических характеристик (МХ), является стабиль-

ность. При этом количественной оценкой стабильности ИК служит нестабильность МХ ИК [1 – 3].

Как правило, объектом исследований в области метрологической нестабильности являются различные физико-химические процессы, вызывающие изменение МХ ИК во времени. Однако общие закономерности тренда нестабильности МХ ИК пока остаются малоисследованными, что прежде всего связано с отсутствием методики исследования нестабильности МХ ИК [1 – 3].

ИЗМЕРИТЕЛЬНЫЙ КАНАЛ НЕЙТРОННОЙ МОЩНОСТИ

Технологическая схема исследовательского реактора включает в себя оборудование и системы, обеспечивающие его работу во всех предусмотренных проектом режимах и соответствующие нормам ядерной и радиационной безопасности.

В активной зоне реактора происходит процесс цепной ядерной реакции деления урана. 90% актов деления происходит под действием тепловых нейтронов (энергия < 0,2 эВ). После актов деления полученные быстрые нейтроны замедляются в воде или графитовом отражателе. Вода постоянно обеспечивает отвод тепла из активной зоны.

Технологическая схема исследовательского реактора представлена на рис. 1.

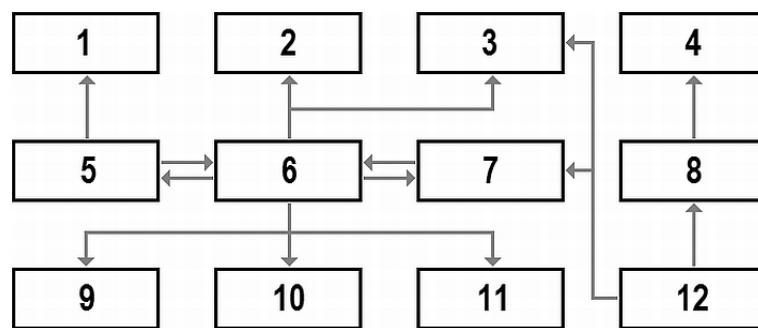


Рис.1. Технологическая схема исследовательского реактора

На схеме приняты следующие обозначения:

- 1 – система контроля радиоактивного загрязнения воды первого контура;
- 2 – система контроля температуры, давления и расхода контура очистки, уровня воды в баке реактора и сигнализации в случае их отклонения от установленных значений;
- 3 – система радиометрического контроля всех видов ионизирующих излучений;
- 4 – система контроля температуры, давления и расхода контура охлаждения;
- 5 – система периодической очистки обессоленной воды от избыточного содержания продуктов коррозии, механических примесей, радиоактивных загрязнений и компенсации объема;
- 6 – реактор;
- 7 – система управления и защиты реактора (контроль мощности цепей, управление цепной реакцией и аварийное гашение цепной реакции);
- 8 – система охлаждения активной зоны реактора естественной циркуляцией теплоносителя;
- 9 – система спецканализации (сбора сточных вод, имеющих радиоактивное загрязнение);
- 10 – система спецвентиляции для создания нормальных санитарно-гигиенических условий в производственных помещениях;
- 11 – «горячая камера» для работ с изделиями высокой активности;

12 – система аварийного электроснабжения.

Одним из наиболее важных элементов исследовательских реакторов являются ИК нейтронной мощности, предназначенные для контроля уровня мощности реактора и для производства пуско-наладочных работ, применяемые в СУЗ.

В водо-водяных исследовательских реакторах эксплуатируется семь ИК нейтронной мощности, применяемых в пусковых, рабочих и защитных системах:

- три ИК подают сигнал на приборы аварийной защиты по периоду мощности и по уровню мощности;
- два ИК подают сигнал на систему пуска, предназначенную для осуществления пуска реактора с уровня мощности $10^{-4} \%$ до 10 % номинальной мощности;
- два ИК подают сигнал на систему автоматического регулирования (АР) [4].

Важной особенностью ядерного реактора является то, что изменение плотности нейтронов в нем идет практически без запаздывания за изменением реактивности. Этим определяются требования к системе измерения плотности нейтронов и периода реактора – она должна быть практически безынерционной. В качестве датчиков системы измерения, удовлетворяющих указанным требованиям, используются нейтронные детекторы [4].

Нейтронные детекторы предназначены для преобразования энергии излучения в ядерном реакторе в электрический сигнал. Так как нейтроны не имеют заряда и непосредственно не вызывают ионизации в веществе, для их регистрации используют эффект вызываемых ими ядерных реакций, сопровождающийся образованием заряженных частиц (α -частиц или электронов). Нейтронный датчик, работающий на этом принципе, называется *ионизационной камерой*.

В ИК нейтронной мощности исследовательских реакторов в качестве датчика применяется ионизационная камера КНК-57М, предназначенная для измерения плотности потока нейтронов с компенсацией сопутствующего гамма-излучения и используемая в системах управления и защиты ядерных реакторов [4].

Работа ионизационных камер основана на регистрации ионов, возникающих при прохождении через камеру ионизирующего излучения. При облучении газа ионизирующими излучениями возникают два процесса: ионизация и рекомбинация.

В момент прохождения заряженной частицы через вещество ее электрическое поле взаимодействует с электронной оболочкой атомов. В результате часть электронов отрывается от атомов, и на пути частицы образуются положительные ионы.

При прохождении через вещество электромагнитное излучение (кванты) поглощается, при этом возникают заряженные частицы (электроны, позитроны), которые способны ионизировать атомы среды. При столкновении ионов и атомов среды противоположных знаков частицы рекомбинируют, т. е. образуются нейтральные молекулы.

В зависимости от вида излучения и свойств ионизирующей среды определяющим является тот или иной тип рекомбинации. Вероятность рекомбинации зависит от относительной скорости частиц в момент соударения и определяется свойствами газа. При увеличении относительной скорости ионов коэффициент рекомбинации уменьшается. Естественно, что достаточно много эффектов оказывают влияние на процесс ионизации. Участки статической (вольтамперной) характеристики газового разряда представлены на рис. 2а: участок 1 – область прямой пропорциональности между током и напряжением; участок 2 – область неполной пропорциональности; участок 3 – область ионизационной камеры, работающей в токовом режиме; участок 4 – область ударной ионизации или область счетчиков; участок 5 – область пробоя.

Так как ионизация газа в объеме ионизационной камеры производится α -частицами и γ -квантами, всегда имеющимися в реакторе, а мощность реактора пропорциональна количеству нейтронов (n), то необходимо выделить сигнал, обусловленный только нейtronами. Для этого используют специальные *компенсированные ионизационные камеры* (рис. 2б, где I_γ – выходной токовый сигнал, полученный в результате ионизации γ -квантами; I_n – выходной токовый сигнал, пропорциональный количеству нейтронов).

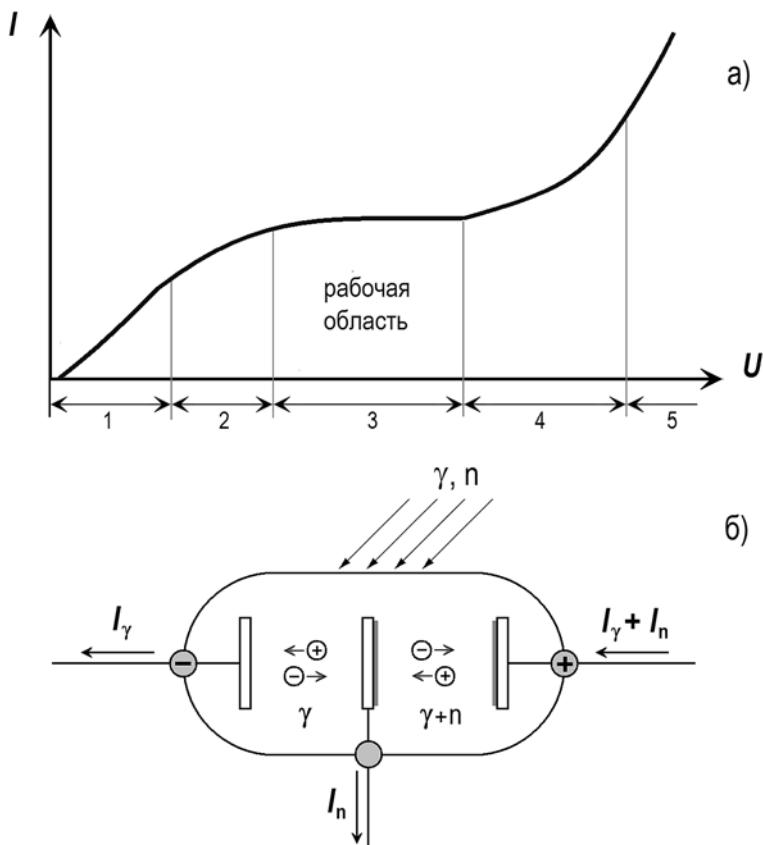


Рис. 2. Компенсированная ионизационная камера: а) вольтамперная характеристика; б) схема

Сигнал ионизационной камеры определяется выражением

$$I = \eta_{\text{ток}} \Phi, \quad (1)$$

где $\eta_{\text{ток}}$ – чувствительность камеры; Φ – плотность потока нейтронов.

ОЦЕНКА НЕСТАБИЛЬНОСТИ МХ ИК НА ОСНОВЕ ТЕОРИИ ТАГУЧИ

В процессе нормальной эксплуатации на ИК действуют различные факторы, что приводит к изменению МХ во времени.

Нестабильностью МХ ИК $m(t)$ является изменение МХ ИК за установленный интервал времени [2]. Основной МХ ИК является предельно допустимое значение погрешности (Δ).

На этапе нормальной эксплуатации ИК принято считать, что погрешность как МХ имеет начальное значение Δ_0 , а также критические значения Δ_{kp} , при котором происходит метрологический отказ [8]. Кроме того, существует некоторое множество значений $\Delta_{k,l,\dots,n}$, формирующих область упреждающего контроля

нестабильности исследуемой погрешности ИК.

В результате воздействия на элементы ИК влияющих факторов погрешность ИК с течением времени может значительно увеличиваться до критического значения Δ_{kp} , при котором наступает внезапный метрологический отказ ИК, что можно характеризовать как пессимистический прогноз «П», определяемый появлением точки «В», в которой для оценки погрешности требуется уже упреждающий контроль нестабильности ИК (рис. 3).

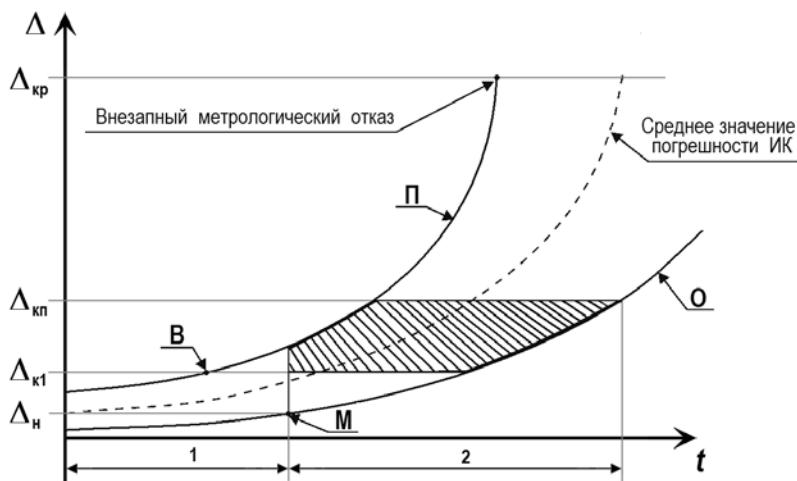


Рис.3. Изменение нестабильности погрешности ИК в процессе эксплуатации: 1 – время нормальной эксплуатации; 2 – область упреждающего контроля

Возможный постепенный метрологический отказ проявляется в постепенном изменении погрешности ИК, что можно характеризовать как оптимистический прогноз «О», определяемый появлением точки «М». Причинами его обычно бывают износ, старение и другие деградационно нарастающие изменения в деталях и узлах ИК. Время наступления постепенного метрологического отказа функционально связано с интенсивностью физико-механических процессов, происходящих при работе ИК. По характеру проявления постепенные метрологические отказы являются латентными, и могут быть выявлены за счет проведения упреждающего контроля нестабильности исследуемой погрешности ИК в области 2, что показано на рис. 3.

В работе [7] для оценки нестабильности МХ средств измерения (СИ) предлагается использовать математическое моделирование, а в нормативном документе [2] рекомендуется оценивать нестабильность СИ путем нахождения функции чувствительности СИ. Однако такие подходы, основанные на использовании погрешностей ИК, не позволяют оценить индивидуальность влияния представленных факторов (рис. 4). Поэтому целесообразно применить методологию Тагучи, которая основана на определении потерь с помощью отношения «полезный сигнал/шум» [6].

Подход к исследованию нестабильности погрешности ИК на основе теории Тагучи позволит выявить коренные причины изменения погрешности ИК в процессе эксплуатации, что даст возможность в дальнейшем вести работу над методом прогнозирования нестабильности погрешности ИК на этапе проектирования.

Выявление коренных причин отказов ИК нейтронной мощности позволяет выявить определяющие воздействия на структурные элементы ИК [5]. При этом МХ датчика как наиболее подверженного изменению стабильности МХ элемента ИК определяются следующими основными причинами:

- падение сопротивления изоляции;
- медленное уменьшение чувствительности;

- влияние температуры;
- короткое замыкание питающих электродов;
- обрыв питающего электрода, что, в конечном счете, может привести к формированию либо заявки на срабатывание защиты по данному каналу, либо к формированию АР, либо к несрабатыванию аварийной защиты (А3) по каналу, которому принадлежит данный ИК;
- наводки напряжения на линии связи ИК от мощного силового электрооборудования, которые могут привести к ложной заявке на срабатывание по каналу данного ИК.

На основании указанных факторов можно сформировать группу воздействий, необходимых для исследования нестабильности погрешности ИК, которую можно представить в виде графической модели (рис. 4) [5].

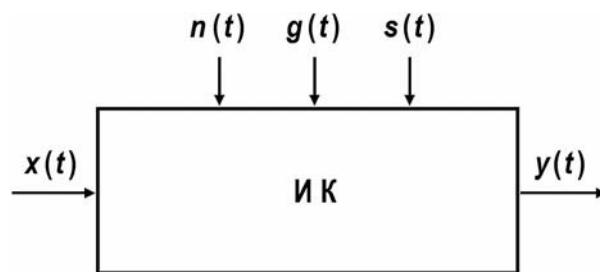


Рис. 4. Модель ИК: t – время наблюдений и появления флюктуаций; $x(t)$ – полезный сигнал; $n(t)$ – помеха в результате температурной или временной нестабильности; $g(t)$ – электрическая помеха в виде шума; $s(t)$ – электрическая помеха в виде наводки

Данные воздействия на нестабильность погрешности ИК можно реализовать с помощью проведения испытаний в составе информационно-измерительных комплексов либо с применением специальных температурных и климатических камер, источников (имитаторов) наводок и помех, генератора циклического изменения электропитания и т.д.

В общем виде уравнение измерения $y(t)$ ИК имеет вид

$$y(t) = x(t) + n(t) + s(t) + g(t), \quad (2)$$

где $y(t)$ – результат измерения ИК.

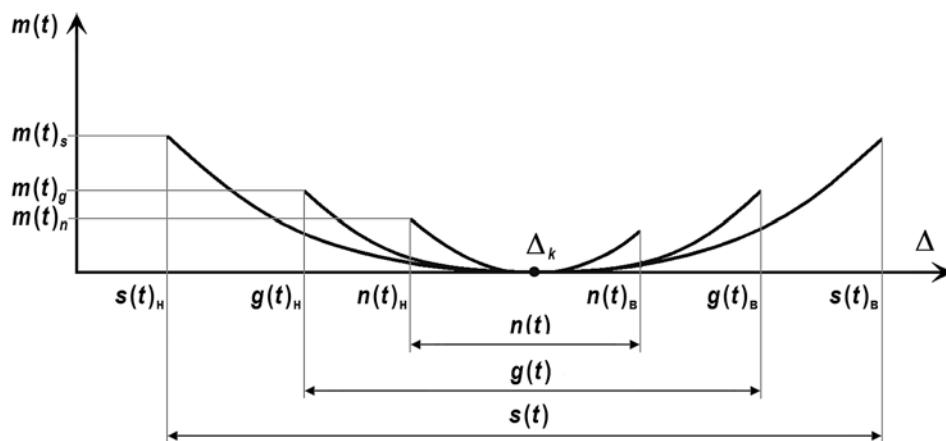


Рис. 5. Геометрическая интерпретация принимаемой концепции Тагучи при исследовании нестабильности погрешности $m(t)$ ИК от воздействия влияющих факторов: $m(t)_s$, $m(t)_g$, $m(t)_n$ – нестабильности погрешности ИК, вызванные влиянием $s(t)$, $g(t)$, $n(t)$ соответственно

В связи с тем, что уравнение (2) может геометрически интерпретироваться (рис. 5), предполагаем, что

- количественная характеристика составляющих $n(t)$, $s(t)$, $g(t)$ носит условный характер;
- исходные условия (температура, время, помехи, наводки) постоянны;
- качественное изменение составляющих уравнения (2) зависит от тренда изменения Δ .

С ростом потерь увеличивается нестабильность погрешности $m(t)$, что влечет за собой ухудшение характеристик полезного сигнала.

На основе теории Тагучи понятие «отношение полезный сигнал/шум» определяется как мера углового отклонения функциональной характеристики системы от заданного значения.

Метод Тагучи заключается в экспериментальном определении таких значений параметров ИК, которые делают его нечувствительным (робастным) к факторам, ухудшающим его выходные МХ.

Если формально определять соотношение полезного сигнала $x(t)$ и влияющих факторов $n(t)$, $g(t)$, $s(t)$ как меру углового отклонения θ функциональной характеристики ИК от полезного сигнала, то уравнение измерения ИК $y(t)$ можно геометрически интерпретировать разложением, представленным на рис. 6 [6].

Отношение «полезный сигнал/шум» определяется в ходе двухэтапной процедуры, направленной на уменьшение изменчивости полезного сигнала ИК:

- определение таких уровней влияющих факторов, которые максимизируют отношение «полезный сигнал/шум»; при этом минимизируется угловое отклонение $y(t)$ от заданного значения и, следовательно, нерегулируемая составляющая потерь;
- ранжирование степени чувствительности ИК к влияющим факторам.

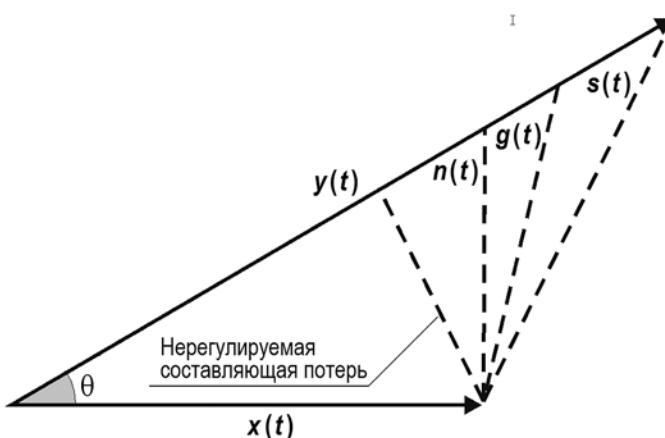


Рис. 6. Разложение совокупности влияющих факторов на составляющие

Метод оценки метрологической нестабильности измерительных каналов на основе подходов теории Тагучи включает в себя следующие операции:

- установление требуемого значения полезного сигнала;
- определение вида функциональной зависимости $y(t)$ от воздействующих факторов;
- создание программы испытаний для индивидуального оценивания потерь, связанных с влиянием температурной и временной составляющих, составляющих электрических помех в виде шума и электрических наводок;
- выявление области допустимых изменений потерь от влияния температурной

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТИ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

составляющей, временной составляющей, составляющей электрических помех в виде шума и составляющей электрических наводок;

- определение фактора, оказывающего наибольшее влияние;
- определение зависимости между величиной влияющего фактора и нестабильностью погрешности ИК;
- оценка нестабильности погрешности ИК.

ВЫВОДЫ

Рассмотрены причины отказов измерительных каналов нейтронной мощности исследовательского реактора, что позволило установить основные составляющие потерь полезного сигнала.

Исследована область упреждающего контроля нестабильности погрешности измерительных каналов.

Предложено применение подходов теории Тагучи для оценки нестабильности погрешности измерительных каналов.

Литература

1. РМГ 29-99 Метрология. Основные термины и определения. – Взамен ГОСТ 16263 – 70; введ. 2001-01-01. – Минск: Межгосударственный совет по метрологии, стандартизации и сертификации, 2000. – 46 с.
2. РМГ 74-2004 ГСИ. Методы определения межповерочных и межкалибровочных интервалов средств измерений. – Взамен МИ 2187-92; введ. 2005-03-01. – М: Стандартинформ, 2005. – 22 с.
3. *Бережной Д.А., Маловик К.Н.* Анализ нормативной базы при прогнозировании нестабильности метрологических характеристик измерительных каналов АЭС / Сб. научных трудов СНУЯЭиП, вып. №4 – Севастополь, 2013. – С. 7-16.
4. Технические средства управления ядерными реакторами с водой под давлением для АЭС: учеб./ А.Ю. Погосов; под ред. В.А. Дубковского – Одесса: Наука и техника, 2012. – 288 с.: ил.
5. *Бережной Д.А., Маловик К.Н., Мирошниченко А.Н.* Неопределенность метрологических характеристик измерительных каналов // Системи обробки інформації, вип. №3 (119). Харків, 2014. – С. 127-130
6. Управление качеством. Робастное проектирование. Метод Тагучи. / Пер. с англ. – М.: СЕЙФИ, 2002. -384 с.
7. *Мищенко С.В.* Метрологическая надежность измерительных средств / С.В. Мищенко, Э.И. Цветков, Т.И. Чернышова – М.: Машиностроение, 2001 – 96 с.
8. Сальников Н.Л. Критерий эффективности структур измерительных систем повышенной надежности// Известия вузов. Ядерная энергетика. 2012, №1. – С. 66-70.

Поступила в редакцию 06.05 2015 г.

Авторы

Бережной Дмитрий Анатольевич, аспирант
E-mail: bereznoyd@mail.ru

Кравцова Светлана Евгеньевна, доцент, кандидат техн. наук
E-mail: Lana.Kravtsova.1977@mail.ru

Маловик Константин Николаевич, заведующий кафедрой, доктор техн. наук
E-mail: intiiisks@yandex.ru

UDC 621.317

EVALUATION OF INSTABILITY OF THE METROLOGICAL CHARACTERISTICS OF RESEARCH REACTORS MEASURING CHANNELS

Bereznoj D.A., Kravtsova S.E., Malovik K.N.

Sevastopol State University. 33, Universitetskaya st., Sevastopol, 299053, Russia

ABSTRACT

Research reactors are used for research trials in the field of nuclear and neutron physics, radiation chemistry, for the production of radioactive isotopes for the study of the properties of materials, devices and equipment, in the fields of irradiated neutrons and gamma rays, as well as for the preparation of the educational process specialists of the nuclear industry and nuclear power plants.

Measuring channels which used at research reactors for control the process parameters should provide high precision.

The parameter that determines the quality of the functioning of the measuring channels, reflecting the unchanged during the time of its metrological characteristics are stable. Stability is the parameter that determines the quality of the functioning of the measuring channels and reflecting the immutability during the time their metrological characteristics. The quantitative estimation of the stability of the measurement channels is the instability of their metrological characteristics [1–3].

However, to date there is no single methodology of the study and evaluation of the instability of the metrological characteristics of measuring channels. The patterns of trend of the metrological characteristics of measuring channels are scarcely explored. All this determines the need to develop approaches and methods of assessment and prediction of instability of metrological characteristics of measuring channels.

The limit of error (D) is the one of the main metrological characteristics.

The article discusses the problem of estimating the instability of error of measuring channels neutron power research reactors. The purpose of the work is to study the general laws of the trend of instability characteristics of measuring channels during the time and determining the main components of the loss of the desired signal in the evaluation of the instability of the metrological characteristics of measuring channels neutron power.

In the technical literature [7] to estimate the instability of metrological characteristics of measuring instruments are encouraged to use mathematical modeling, and in the normative document [2] is recommended to evaluate the instability of measuring instruments by finding their sensitivity function. However, such approaches do not allow us to estimate the effect of each individual factor influencing on the measuring channel error. It is therefore advisable to apply Taguchi methodology, which is based on the determination of the loss by dint of finding values the ratio «useful signal / noise».

Measuring channels of neutron power is one of the most exposed to changes instability. On the basis of the analysis of the causes of failures of measuring channels in article [5] concluded that the most unstable part of the measuring channel to the effects of influencing factors is the sensor (transducer).

The article identifies factors affecting the instability of error measuring channel neutron power and areas of preventive control an instability of error of measuring channels neutron power. In the article proposed use the methods of the Taguchi theory

for assessing the instability of metrological characteristics of measuring channels.

Key words: research reactor, measuring channel, instability of metrological characteristics, the theory of Taguchi.

REFERENCES

1. RMG 29-99 Metrologiya. Osnovnye terminy i opredeleniya [Metrology. Basic terms and definitions]. Instead of GOST 16263 – 70, introduced, 2001-01-01, Minsk, The Interstate Council for Metrology, Standardization and Certification, 2000. 46 p. (in Russian).
2. RMG 74-2004. GSI. Metody opredeleniya mezhpoverochnyh i mezhkalibrovochnyh intervalov sredstv izmerenij [Methods for determination of calibration intervals of measuring instruments]. Instead MI 2187-92; introduced 2005-03-01. Moscow, Standartinform Publ., 2005. 22 p. (in Russian).
3. Berezhnoj D.A., Malovik K.N. Analiz normativnoj bazy pri prognozirovaniu nestabil'nosti metrologicheskikh harakteristik izmeritel'nyh kanalov AES [Analysis of the regulatory framework in area predicting instability of metrological characteristics of NPP's measuring channels]. Sbornik nauchnyh trudov SNUYAiP, 2013, no. 3, pp. 7-16 (in Russian).
4. Pogosov A.Ya., Dubkovsky V.A. Tehnicheskie sredstva upravleniya yadernymi reaktorami s vodoj pod davleniem dlya AES [Technical instruments for management of NPP's pressurized water nuclear reactors]. guaide. Odessa, Nauka i Tekhnika Publ., 2012. 288p. (in Russian).
5. Berezhnoj D.A., Malovik K.N., Miroshnichenko A.N. Neopredelennost' metrologicheskikh harakteristik izmeritel'nyh kanalov [Instability of metrological characteristics os measuring chanels]. Systemy obrobky informatsii. 2014. no. 3(119), pp. 127-130 (in Ucraine).
6. Quality control, robust design and the Taguchi method. Edited by Khosrow Dehnad AT&T Bell Laboratories. 1989.
7. Mischenko S.V., Tsvetkov E.I., Chernyshova T.I. Metrologicheskaya nadezhnost' izmeritel'nyh sredstv [Metrological reliability of measuring instruments]. Moscow, Mashinostroenie Publ., 2001. 96 p.
8. Sal'nikov N.L. Kriterij effektivnosti struktur izmeritel'nyh sistem povyshenoj nadezhnosti [Efficiency criterion of structures of measuring systems of high reliability]. Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika. 2012, no. 1, pp. 66-70.

Authors

Berezhnoj Dmitrij Anatol'evich, PhD Student
E-mail: bereznoyd@mail.ru

Kravtsova Svetlana Evgen'evna, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: Lana.Kravtsova.1977@mail.ru

Malovik Konstantin Nikolaevich, Head of Department, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: intiisks@yandex.ru

УДК 629.9+544(075)

АВТОНОМНЫЙ ГЕНЕРАТОР ВОДОРОДА НА ОСНОВЕ ХИМИЧЕСКОГО РАЗЛОЖЕНИЯ ВОДЫ АЛЮМИНИЕМ

В.К. Милинчук, Э.Р. Клиншпонт, В.И. Белозеров

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



Разработан автономный генератор водорода (АГВ) на основе химического разложения воды в гетерогенных композициях, содержащих высокодисперсный порошок алюминия и кристаллогидраты метасиликата натрия. Исследованы кинетические закономерности генерации водорода в зависимости от констант скорости активации и окисления алюминия, концентрации алюминия и кислорода. В кинетике накопления водорода величина индукционного периода определяется концентрацией кислорода. Обсуждаются конструкция, подбор водорода и производительность АГВ. Доступность и низкая стоимость химических реагентов отечественного производства позволяют рассматривать АГВ в качестве перспективного источника водорода для различных потребителей, в том числе и для ядерно-энергетических установок (ЯЭУ).

Ключевые слова: водород, вода, алюминий, оксид алюминия, автономный генератор водорода.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время большое внимание уделяется исследованиям генерации водорода при взаимодействии порошков металлов и сплавов, особенно, алюминия с водой. Решающую роль в процессе играют свойства оксидов металлов, образующих поверхностную пленку. Высокая химическая стойкость алюминия по отношению к воде и водяному пару обусловлена наличием поверхностных пленок оксида алюминия Al_2O_3 . Чтобы активировать алюминий к взаимодействию с водой, необходимо удалить с поверхности оксидную пленку. Для активации алюминия применяются различные способы, например, обработка гидроксидом натрия, высокими температурой и давлением, галлий-индиевыми сплавами, которые, однако, являются экологически опасными, сложными и дорогостоящими [1 – 5]. На основании исследований кинетики и механизма реакций в гидрореакционных гетерогенных композициях, содержащих алюминий и кремний или кальций содержащие соединения в качестве активаторов [6 – 8], разработаны способы получения водорода, защищенные патентами РФ [9, 10].

Для практического применения желательно производить водород непосредственно на месте потребления, что существенно снижает затраты на хранение, транспортировку и создает удобства пользователю [2, 11]. Это достигается использованием автономных генераторов водорода. В данной статье приведено описание автономного генератора водорода (АГВ), защищенного патентом РФ [12], рассмотрены ки-

нетические закономерности генерации водорода с учетом состава гетерогенных композиций и окружающей среды, а также некоторые вопросы управления процессом генерации водорода АГВ.

МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

Генератор водорода состоит из двух металлических камер в форме цилиндров, которые сочленяются между собой резьбовым соединением с резиновым уплотнением (рис.1).

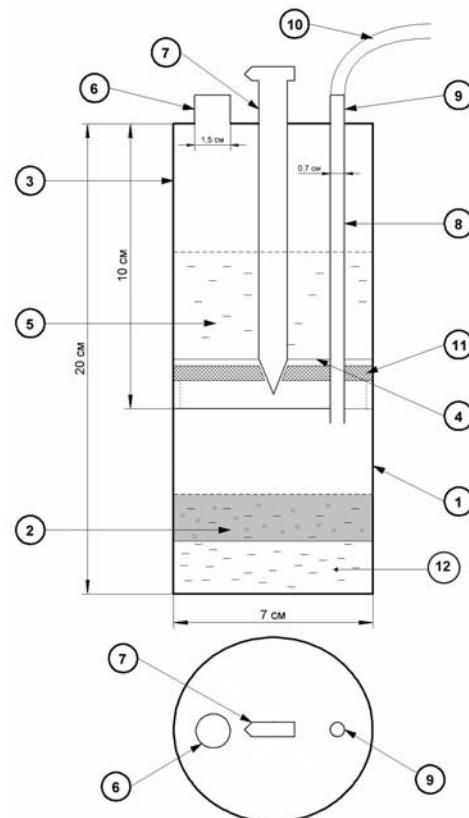


Рис. 1. Схема макета автономного генератора водорода: 1 – нижняя реакционная камера; 2, 12 – гидрореакционная гетерогенная композиция; 3 – верхняя камера; 4 – металлическое дно верхней камеры; 5 – водный раствор активатора; 6 – окно для заливки раствора; 7 – регулятор подачи водного раствора активатора в реакционную камеру; 8 – трубка для выпуска водорода из нижней камеры; 9 – обечайка; 10 – гибкая трубка для вывода водорода; 11 – уплотнительное кольцо

В нижнюю реакционную камеру 1 помещается гетерогенная композиция 2; в верхнюю камеру 3 с металлическим дном 4 заливается водный раствор кристаллогидрата метасиликата натрия $\text{Na}_2\text{SiO}_3 \cdot 9\text{H}_2\text{O}$, который является активатором алюминия; водный раствор активатора из верхней камеры в нижнюю подается с помощью резьбового регулятора подачи раствора 7, который представляет собой стержень с конусным окончанием, позволяющий поставлять нужный объем водного раствора с заданной скоростью (см. рис. 1). В верхнюю камеру водный раствор активатора заливается через окно 6, расположенное на крышке камеры. Скорость подачи водного раствора из верхней камеры в нижнюю регулируется указателем номеров сегмента 12, индикация которых нанесена на поверхность крышки верхней камеры. Выпуск генерируемого композицией водорода из нижней камеры производится че-

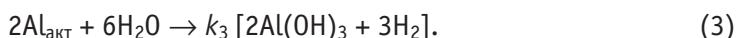
рез металлическую трубку 8, которая через обечайку 9 присоединяется к гибкой резиновой трубке 10, соединенной с приемником водорода.

Работа АГВ протекает по следующей схеме. В нижнюю реакционную камеру 1 помещается гетерогенная композиция, содержащая алюминий в виде микродисперсного порошка и воду 12. Может быть использована вода различного химического состава – дистиллированная, минерализованная, сточная. Верхняя камера 3 через заливочное окно 6 заполняется водным раствором кристаллогидрата метасиликата натрия $\text{Na}_2\text{SiO}_3 \cdot 9\text{H}_2\text{O}$ 5. Запуск генератора и производство водорода осуществляются путем подачи определенного объема водного раствора активатора в камеру 1 с помощью резьбового регулятора подачи раствора 7 с определенной скоростью (мл/мин). Путем изменения химического состава гетерогенной композиции, концентрации активатора в водном растворе, скорости подачи раствора в реакционную камеру 1 регулируется скорость генерации водорода, температура, продолжительность генерации (мин, ч) и производительность генератора водорода (л/ч). Работа генератора характеризуется быстрым запуском в рабочий режим (в течение нескольких минут) и легкостью управления скоростью генерации водорода. АГВ работает без внешнего источника энергии в автономном режиме, экологически безопасен, портативен, надежен и прост в эксплуатации.

Исследования кинетических закономерностей накопления водорода с использованием АГВ проведены на композициях, содержащих алюминиевую пудру (ГОСТ 5494-95, марка ПАП-2) с размерами частиц 25 – 50 мкм, толщиной 0.25 – 0.50 мкм, поверхностью 1.6 м²/г и дистиллиированную воду. Водный раствор кристаллогидрата метасиликата натрия $\text{Na}_2\text{SiO}_3 \cdot 9\text{H}_2\text{O}$ подается в реакционную камеру 1 с определенной скоростью с помощью резьбового регулятора. Реакции протекают при температуре не выше 80°C в камере объемом 500 мл. АГВ позволяет получать теоретически предельный выход чистого водорода (0.12 кг на 1 кг алюминия) со скоростью от 0.01 до 1.5 л/мин, производительностью от 0.01 до 0.1 м³/ч и длительностью генерации водорода от 0.1 до 6 ч. Методом газовой хроматографии определен состав выделяющегося газа: содержание водорода 98%, диоксида углерода ~ 0.03 %, оксида углерода ~ 5·10⁻⁵ %, т.е. АГВ генерирует чистый водород без примесей парникового газа CO_2 и оксида углерода CO , отравляющих платиновые и палладиевые катализаторы низкотемпературных топливных элементов.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Химические процессы в гидрореакционных гетерогенных композициях, содержащих алюминиевую пудру и в качестве активатора кристаллогидрат метасиликата натрия, протекают в присутствии кислорода, который находится в газовой фазе реакционного сосуда или растворен в воде. Поэтому необходимо учитывать протекание реакции окисления алюминия кислородом. С учетом этой реакции процессы в композиции можно описать следующей упрощенной схемой:



Активатор разрушает и удаляет поверхностную оксидную пленку и переводит алюминий в активированное состояние $\text{Al}_{\text{акт}}$ с константой скорости k_1 (1). В присутствии кислорода воздуха активированная поверхность алюминия окисляется с константой скорости k_2 с образованием оксида Al_2O_3 (2). Одновременно вода, имеющаяся в композиции, с константой скорости k_3 взаимодействует с активированной

поверхностью алюминия с образованием водорода и гидроксида алюминия $\text{Al}(\text{OH})_3$ (3). Толщина слоя оксида алюминия много меньше толщины частиц алюминия. Такое начальное состояние гетерогенной композиции позволяет определить характер кинетических закономерностей накопления водорода в зависимости от соотношения констант скоростей активации и окисления поверхности алюминия.

Процесс накопления водорода можно описать следующей системой дифференциальных уравнений:

$$d[S]/dt = -k_1 \cdot [S] + k_2 \cdot [A] \cdot [O_2], \quad (4)$$

$$d[A]/dt = k_1 \cdot [S] - k_2 \cdot [A] \cdot [O_2], \quad (5)$$

$$d[O_2]/dt = -k_2 \cdot [A] \cdot [O_2], \quad (6)$$

$$d[H_2]/dt = k_3 \cdot [A], \quad (7)$$

где $[S]$ – площадь исходной поверхности алюминия; $[A]$ – площадь активированной поверхности алюминия; $[O_2]$ – концентрация кислорода; $[H_2]$ – концентрация водорода.

Так как получить аналитическое решение этой системы уравнений не представляется возможным, то она решалась численно с использованием пакета Mathcad-14. При решении системы уравнений варьировались отношения констант скоростей реакций k_1 и k_2 , начальная концентрация кислорода, количество и поверхность частиц алюминия. Из анализа полученных расчетных кинетических кривых, характеризующих изменения поверхности, покрытой оксидом алюминия, и активированной поверхности алюминия, следует, что процесс накопления водорода существенно зависит от соотношения в системе концентраций оксида алюминия и кислорода ($\text{Al}_2\text{O}_3/\text{O}_2$).

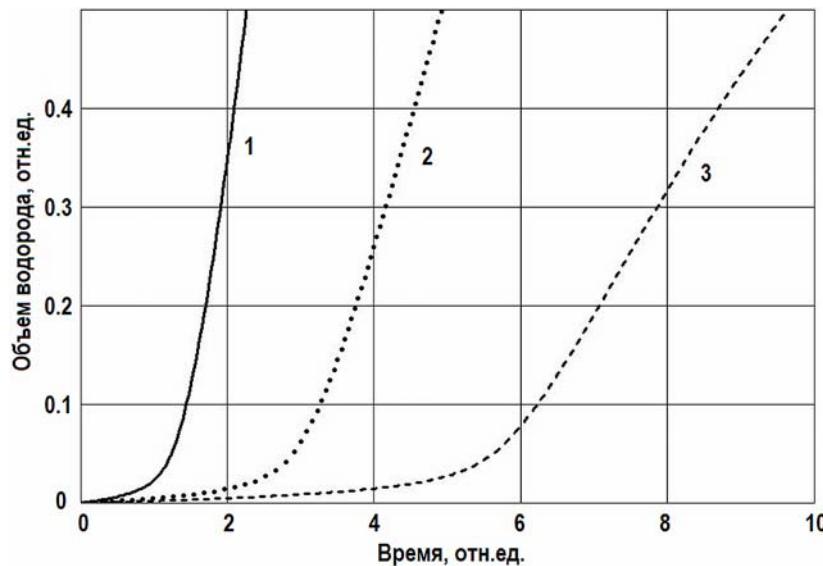


Рис. 2. Кинетические кривые накопления водорода в композициях, содержащих кислород, в зависимости от массы алюминия: 1, 2 и 3 соответствуют массам алюминия 5, 2 и 1 (отн. ед.)

Рассмотрим кинетические закономерности процесса накопления водорода при постоянном соотношении констант скорости активации и окисления, постоянном количестве кислорода и изменении количества алюминия. На рисунке 2 приведены расчетные кинетические кривые накопления водорода в зависимости от времени для композиций, содержащих одинаковое количество кислорода, но разное количество

частиц алюминия одинакового размера. На начальном участке кинетических кривых видно наличие временного интервала, в течение которого накопление водорода в композиции не происходит. Этот временной участок следует определить как индукционный период в процессе накопления водорода. Отметим, что с увеличением количества алюминия в композиции величина индукционного периода сокращается, а скорость накопления водорода увеличивается.

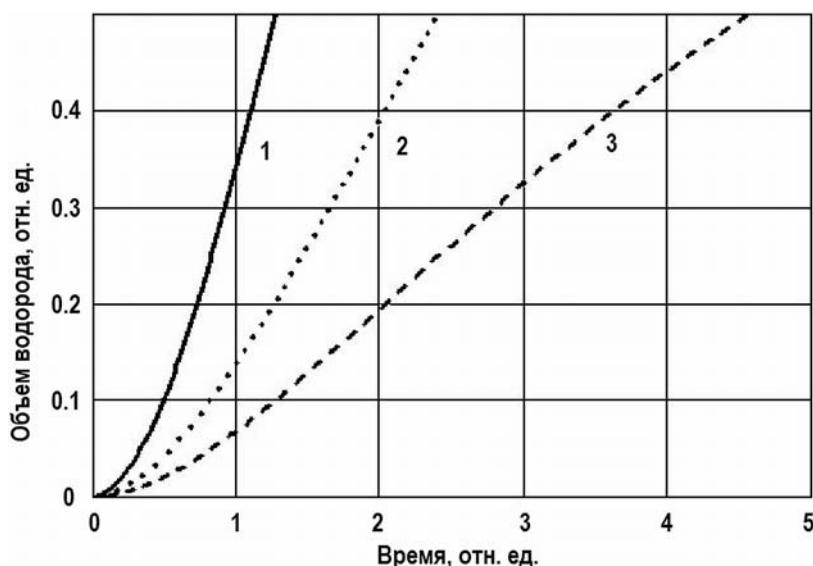


Рис. 3. Кинетические кривые накопления водорода в зависимости от массы алюминия в отсутствие кислорода: 1, 2 и 3 соответствуют массам алюминия 5, 2 и 1 (отн. ед.)

На рисунке 3 сопоставлены расчетные кинетические кривые накопления водорода, полученные при отсутствии в композициях кислорода и различном количестве алюминия. Видно, что на кинетических кривых индукционный период практически исчезает, а скорость накопления водорода на линейном участке увеличивается пропорционально массе алюминия. Сравнение кривых накопления водорода на рис. 2, 3 показывает, что на кинетику накопления водорода существенное влияние оказывает присутствие в композициях кислорода, что проявляется в существовании промежутка времени, в течение которого водород не образуется. В результате окисления поверхности и образования оксида алюминия исчезает активированный алюминий.

Длительность индукционного периода возрастает пропорционально количеству кислорода, что видно при сравнении кинетических кривых в зависимости от количества кислорода и одинаковой массе алюминия (рис. 4). Характер кинетических закономерностей выделения водорода в присутствии кислорода существенно зависит от соотношения скоростей реакций окисления и активации поверхности алюминия — с увеличением соотношения растет индукционный период (см. рис. 4). При выборе соотношения констант скорости активации и окисления следует принимать во внимание, что константа скорости присоединения кислорода к алюминию существенно выше константы скорости активации алюминия ($k_2 \gg k_1$).

Выше было проведено рассмотрение начальной стадии активации алюминия в предположении сравнительно небольшого количества кислорода в композиции. В условиях содержания в композиции большой концентрации кислорода в ходе процесса происходит образование большого количества оксида алюминия,

соизмеримого с массой частиц алюминия. В этом случае в результате многократно повторяющегося цикла реакций активации алюминия (удаления Al_2O_3) и повторного образования оксида алюминия при взаимодействии с кислородом происходит постепенное уменьшение размера и массы частиц металла, что приводит к его исчезновению в композиции и прекращению образования водорода. В результате при окончании линейного участка накопления водорода происходит уменьшению скорости накопления, а общий объем выделившегося водорода остается без изменения. На кинетических кривых накопления водорода это проявляется в наличии после линейного стабильного участка, на котором увеличение концентрации водорода не происходит.

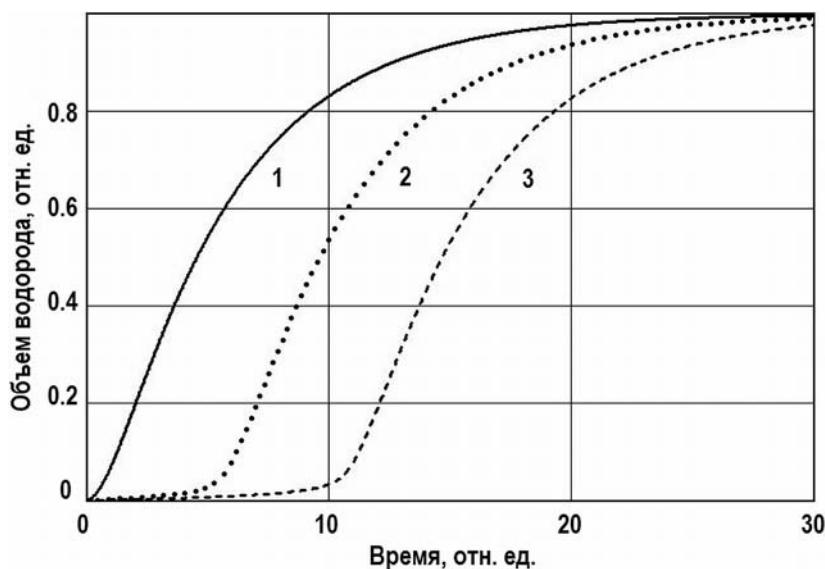


Рис. 4. Кинетические кривые накопления водорода в зависимости от количества кислорода: 1, 2 и 3 соответствуют количеству кислорода 0.1, 5 и 10 (отн. ед.)

Расчетные кинетические закономерности накопления водорода в гетерогенных композициях были сопоставлены с экспериментальными результатами, полученными при исследовании процесса генерации водорода АГВ. Основными параметрами, определяющими функционирование генератора водорода, являются масса алюминия, концентрация активатора в водном растворе, скорость подачи водного раствора активатора в реакционный объем, количество воды и температура.

При анализе экспериментальных данных следует принимать во внимание, что объем камеры, в которой протекает реакция, составляет 500 мл, и в ней содержится примерно $3 \cdot 10^{21}$ молекул кислорода. Согласно оценке, для окисления поверхности 1 г алюминиевой пудры с размерами частиц от 25 до 50 мкм и поверхностью 1.6 м²/г потребуется $1.4 \cdot 10^{18}$ молекул кислорода, т.е. в реакторе содержится достаточно большое количество кислорода для создания примерно 35-ти слоев оксида алюминия. Это значит, что наряду с реакцией, приводящей к активации алюминия, в композиции эффективно протекает реакция окисления активированной поверхности алюминия. Поскольку при активации алюминия водород не выделяется, то цепная реакция активация - окисление приводит к уменьшению выхода водорода по сравнению с расчетным значением.

Рассмотрим зависимость объема выделившегося водорода от массы алюминия при заданной концентрации раствора активатора, приготовленного на дистиллированной воде, и постоянной скорости подачи раствора в реактор АГВ.

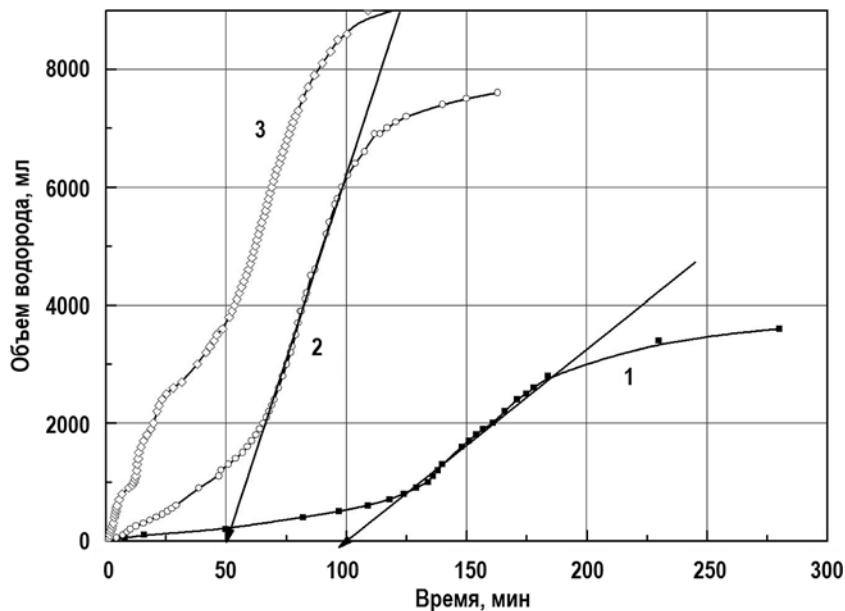


Рис. 5. Кинетические кривые накопления водорода в зависимости от массы алюминия: 1, 2 и 3 соответствуют 3, 6 и 7.5 г. Скорость подачи 20%-го водного раствора кристаллогидрата метасиликата натрия 2 мл/мин

На рисунке 5 видно, что индукционный период накопления водорода увеличивается с уменьшением массы алюминия в соответствии с предложенной теоретической моделью. При постоянной массе алюминия влияние изменения концентрации кислорода на кинетику накопления водорода проявляется в увеличении скорости окисления поверхности, изменении соотношения скоростей окисления и активации и удлинении индукционного периода.

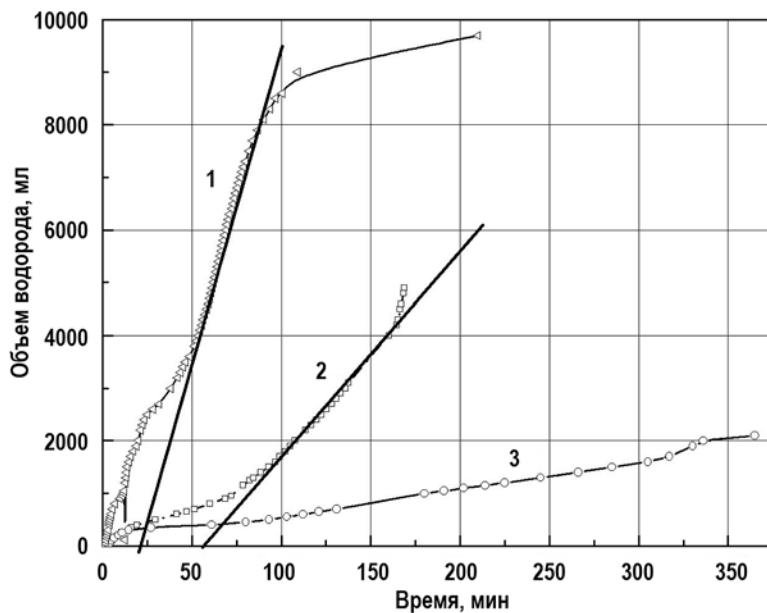


Рис. 6. Кинетические кривые накопления водорода в зависимости от концентрации кристаллогидрата метасиликата натрия в водном растворе: 1, 2 и 3 соответствуют 20, 10 и 5%. Скорость подачи 20%-го водного раствора кристаллогидрата метасиликата натрия 2 мл/мин

На АГВ была исследована зависимость объема выделившегося водорода от концентрации активатора в водном растворе при заданной массе алюминия и постоянной скорости подачи водного раствора активатора в реактор (рис. 6). На кинетических кривых можно выделить индукционный период, участок линейного и финального накопления водорода. Кривая 1 соответствует 20%-ой концентрации активатора в растворе при скорости подачи раствора 2 мл/мин и массе алюминия 7.5 г. На кривой 2, соответствующей 10%-ой концентрации кристаллогидрата метасиликата натрия в растворе, более отчетливо, чем на кривой 1, виден индукционный период. Кривая 3 (раствор с 5% кристаллогидрата метасиликата натрия) характеризует кинетику накопления водорода только на стадии индукционного периода. Очевидно, что путем варьирования концентрации активатора в растворе можно изменять скорость реакции инициирования и управлять кинетикой процесса генерации водорода.

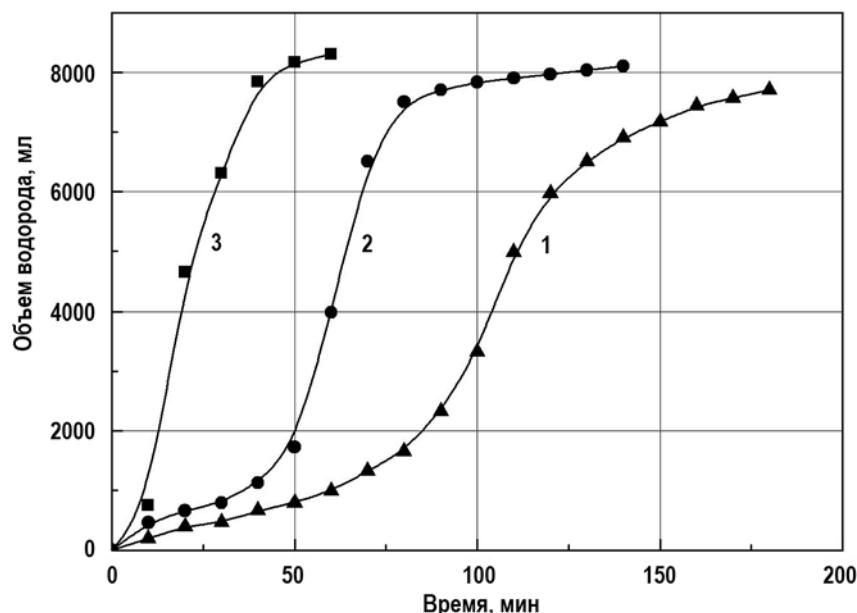


Рис.7. Кинетические кривые накопления водорода в зависимости от скорости подачи 20%-го водного раствора кристаллогидрата метасиликата натрия: 1, 2 и 3 соответствуют скорости подачи 2, 3 и 4 мл/мин. Масса алюминия 6 г

На рисунке 7 представлена зависимость объема выделившегося водорода от скорости подачи водного раствора активатора. Как видно, скорость выделения водорода пропорциональна скорости подачи раствора. Общий объем водорода соответствует теоретическому значению. При скорости подачи раствора 2 мл/мин (кривая 1) и 3 мл/мин (кривая 2) зависимости выхода водорода от времени имеют S-образный характер. Изменением скорости подачи раствора активатора можно влиять на величину индукционного периода и на время достижения предельного выхода водорода.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработанный автономный генератор водорода на основе химического разложения воды в гетерогенных композициях, содержащих высокодисперсный порошок алюминия и кристаллогидраты метасиликата натрия, позволяет получить теоретически предельный выход чистого водорода. Все используемые АГВ химические ингредиенты отечественного производства доступны, химически безопасны и могут

храняться при нормальных условиях в течение длительного времени. Предварительные оценки показывают, что технико-экономические параметры технологии получения водорода с использованием алюминия, водных растворов химического активатора и АГВ не уступают другим технологиям получения водорода.

Получение водородного топлива с помощью АГВ имеет ряд технических, экономических, экологических и социальных преимуществ по сравнению с другими способами получения водорода при рассмотрении уровня интеграционных затрат на реализацию всей водородной технологической цепочки: производство, хранение, транспортирование, распределение и конечное потребление. В качестве доступного и быстро запускаемого в эксплуатацию АГВ может применяться на ЯЭУ для независимого от поставщика производства водорода.

Широкая доступность и невысокая стоимость химических реагентов позволяет рассматривать АГВ в качестве компактных источников водорода, которые могут использоваться для питания телекоммуникационных систем, а также индивидуальными потребителями, находящимися вне систем централизованного энергоснабжения, особенно, в удаленных и труднодоступных местностях.

Работа выполнена при финансовой поддержке государственного контракта № 14.740.11.0095.

Литература

1. Шейндин А.Е., Жук А.З. Концепция алюмоводородной энергетики. // Российский химический журнал. 2006. Т. L, № 6. С. 105 – 108.
2. Школьников Е.И., Якушко С.А., Тарасова С.А., Пармузина А.В., Илюхин А.С., Шейндин А.Е. Исследование работы алюмоводного микрогенератора водорода для компактных источников питания. // Электрохимическая энергетика. 2008. Т. 8, № 2. С. 86 – 91.
3. Баймаков А.Ю., Петрович С. Ю., Липин В.А., Шахмин А.Л., Еремин Е.А. Генерация водорода при взаимодействии порошков металлов и сплавов системы алюминий - магний с водой, с кислотным и щелочным раствором. // Научно-технические ведомости Санкт-Петербургского государственного политехнического университета. 2(171) 2013. С. 151 – 157.
4. Тарасов Б.П., Лотоцкий М.В. Водородная энергетика: прошлое, настоящее, виды на будущее. // Российский химический журнал. 2006. Т. L, № 6. С. 5 – 18.
5. Назаров Р.С., Куц С.Д., Кравченко О.В., Фокина Э.Э., Тарасов Б.П. Водородгенерирующие материалы для источников водорода гидролизного типа. // Альтернативная энергетика и экология. – ISJAE/ 2010. № 6. С. 26 – 33.
6. Милинчук В.К., Шилина А.С., Ананьева О.А., Куницына Т.Е., Пасевич О.Ф., Ларичева Т.Е. Исследование экологически безопасных, энергосберегающих способов получения водорода химическим разложение воды. // Международный научный журнал «Альтернативная энергетика и экология». ISJAE. 2012. № 4. С. 49 – 54.
7. Милинчук В.К., Белозеров В.И., Ананьева О.А., Ларичева Т.Е., Куницына Т.Е. Химическое разложение воды на водород в гетерогенных алюминийсодержащих композициях. // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2014. № 4. С.32 – 38.
8. Клиншпонт Э.Р., Рошектаев Б.М., Милинчук В.К. Кинетика накопления водорода при химическом разложении воды в гетерогенных композициях. // Альтернативная энергетика и экология. – ISJAE. 2012. № 9. – С. 116 – 120.
9. Патент № 2 371 382 РФ. МПК C01B 3/08. Гидрореакционная композиция для получения водорода. / В.К. Милинчук, С.М. Мерков // Бюл. 2009. № 30.
10. Патент № 2 417 157 РФ. МПК C01B 3/08. Гидрореакционная гетерогенная композиция для получения водорода. / В.К. Милинчук, А.С. Шилина // Бюл. 2011. № 12.
11. Милинчук В.К., Клинов Д.А. Водородная энергетика. Учебное пособие. – Обнинск: ИАТЭ, 2008. – 68 с.
12. Патент № 2 510 876 РФ. МПК C01B 3/08. Автономный генератор водорода. / В.К. Милинчук, Б.М. Рошектаев//Бюл. 2014. № 10.

Поступила в редакцию 14.04.2015 г.

Авторы

Милинчук Виктор Константинович, профессор, доктор хим. наук
E-mail: milinchuk@iate.obninsk.ru

Клиншпонт Эдуард Рейнгольдович, доцент, кандидат хим. наук
E-mail: kedward314@gmail.com

Белозеров Владимир Иванович, доцент, кандидат техн. наук
E-mail: v.i.beloserov@iate.obninsk.ru

UDC 629.9+544(075)

**STAND-ALONE HYDROGEN GENERATOR
BASED ON THE CHEMICAL DECOMPOSITION OF WATER
BY ALUMINUM**

Milinchuk V. K., Klinshpont E.R., Belozerov V.I.

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

ABSTRACT

Developing of stand-alone hydrogen generator (AGV) based on the chemical decomposition of water in heterogeneous compositions containing finely dispersed powder aluminum and crystalline sodium metasilicate. The kinetics of accumulation of hydrogen depends on the presence in the reaction medium of oxygen, which is manifested in the presence of an induction period. The nature of the kinetic regularities of hydrogen in the presence of oxygen significantly depends on the ratio of reaction rates, oxidation and activation of the aluminium surface. The design of the AGV and the optimal composition of heterogeneous compositions allow to obtain the theoretically maximum hydrogen yield (0.12 kg per 1 kg of aluminum) at a rate of from 0.01 to 1.5 l/min, at a flow rate of 0.01 to 0.1 m³/h and a duration of generation from 0.1 to 12 hours. AGV in an environmentally safe and energy-saving mode allows to get pure hydrogen fuel hydrogen content 98%, carbon dioxide ~ 0.03 % of carbon monoxide ~ 5·10⁻⁵ %. All chemical ingredients to produce hydrogen by AGV are chemically safe and stored under normal conditions for a long time. The wide availability of chemicals allows to consider designed AGV as lane-looking source of hydrogen for different consumers. Production of hydrogen using AGV has a number of technical, economic, environmental and social advantages compared with other methods of producing hydrogen when considering the level of integration costs for the implementation of all hydrogen technological chain: production, storage, transportation, distribution and final consumption.

Keywords: hydrogen, water, aluminum, aluminum oxide, stand-alone hydrogen generator.

REFERENCES

1. Sheindlin A.E., Zhuk A.Z.. Koncepciya alyumovodorodnoj energetiki. *Rossijskij himicheskij zhurnal*. 2006, v. L, no. 6, pp. 105 – 108 (in Russian).
2. Shkolnikov E.I., Yakushko C.A., Tarasov S.A., Parmuzin A.V., Ilyukhin S.A., Sheindlin A.E. Issledovanie raboty alyumovodnogo mikrogeneratora vodoroda dlya kompaktnyh istochnikov pitaniya. *Elektrohimicheskaya energetika*. 2008, v. 8, no. 2, pp. 86 – 91 (in Russian).
3. Bajmakov A.Yu., Petrovich S. Yu., Lipin V.A., Shahmin A.L., Eremin E.A.. Generaciya vodoroda privzaimodejstvii poroshkov metallovi splavov sistemy alyuminij-magnij svodoj, s kislotnym i shhelochnym rastvorom. *Nauchno-tehnicheskie vedomosti Sankt-*

Peterburgskogo gosudarstvennogo politehnicheskogo universiteta. 2(171) 2013, pp. 151 – 157 (in Russian).

4. Tarasov B.P., Lotockij M.V. Vodorodnaya energetika: proshloe, nastoyaschee, vidy na buduschee. *Rossijskij himicheskij zhurnal*. 2006, v. 1, no. 6, pp. 5 – 18 (in Russian).
5. Nazarov R.S., Kuc S.D., Kravchenko O.V., Fokina E.E., Tarasov B.P. Vodorodgeneriruyuschie materialy dlya istochnikov vodoroda gidroliznogo tipa. *Al'ternativnaya energetika i ekologija*. ISJAE. 2010, no. 6, pp. 26 – 33 (in Russian).
6. Milinchuk V.K., Shilina A.S., Anan'eva O.A., Kunycyna T.E., Pasevich O.F., Laricheva T.E. Issledovanie ekologicheski bezopasnyh, energosberegayuschih sposobov polucheniya vodoroda himicheskim razlozhenie vody. *Al'ternativnaja jenergetika i jekologija*. ISJAE. 2012, no. 4, pp. 49 – 54 (in Russian).
7. Milinchuk V.K., Belozerov V.I., Anan'eva O.A., Laricheva T.E., Kunycyna T.E. Himicheskoe razlozhenie vody na vodorod v geterogennyh alyuminisoderzhaschih kompoziciyah. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2014, no. 4, pp. 32 – 38 (in Russian).
8. Klinshpont E.R., Roschektaev B.M., Milinchuk V.K. Kinetika nakopleniya vodoroda pri himicheskem razlozhenii vody v geterogennyh kompoziciyah. *Al'ternativnaya energetika i ekologija*. ISJAE. 2012, no. 9, pp. 116 – 120 (in Russian).
9. Patent no. 2 371 382 RF. MPK S01V 3/08. Gidroreakcionnaya kompoziciya dlya polucheniya vodoroda. / Milinchuk V.K., Merkov S.M. Bul. 2009, no. 30 (in Russian).
10. Patent no. 2 417 157 RF. MPK S01V 3/08. Gidroreakcionnaja geterogennaja kompozicija dlja poluchenija vodoroda. / Milinchuk V.K., Shilina A.S. Bul. 2011, no. 12 (in Russian).
11. Milinchuk V.K., Klinov D.A. Vodorodnaya energetika. Uchebnoe posobie. Obninsk. IATE Publ., 2008. 68 p. (in Russian).
12. Patent no. 2 510 876 RF. MPK S01V 3/08. Avtonomnyj generator vodoroda. / Milinchuk V.K., Roschektaev B.M. Bul. 2014, no. 10 (in Russian).

Authors

Milinchuk Victor Konstantinovich, Professor, Dr. Sci. (Chemistry)

E-mail: milinchuk@iate.obninsk.ru

Klinshpont Edward Reingol'dovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Chemistry)

E-mail: kEdward314@gmail.com

Belozeorov Vladimir Ivanovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: v.i.beloserov@iate.obninsk.ru

ТЕСТИРОВАНИЕ ИНТЕГРИРОВАННОГО ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА ПО МОДЕЛИРОВАНИЮ ГИПОТЕТИЧЕСКИХ АВАРИЙ НА РУ БН

**А.А. Зайцев*, А.А. Казанцев*, А.А. Лукьянов*, О.В. Супотницкая*,
В.Н. Семёнов**, М.Ф. Филиппов***, А.Л. Фокин**, С.В. Цаун****

* ОАО «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского.

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

** Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН.

115191, г. Москва, ул. Большая Тульская, д. 52

*** Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ».

115409, Москва, Каширское шоссе, д. 31.



Цель работы – создание интегрированного программного средства (ИПС) для проведения сквозного самосогласованного расчета всего цикла жизни продуктов деления (ПД) в АЭС с реакторной установкой (РУ) на быстрых нейтронах (БН) от накопления ПД в активной зоне до выхода их в окружающую среду и распространение за промплощадку АЭС. В расчетах использовался интегральный код СОКРАТ-БН совместно с кодами КУПОЛ-БН и НОСТРАДАМУС.

Практическое значение работы – разработка ИПС для обоснования безопасности РУ БН. В качестве тестовой решалась задача гипотетической аварии на АЭС с РУ БН с утечкой радиоактивных изотопов в помещения реактора. Результаты решения тестовой задачи подтверждают работоспособность ИПС. Научную новизну представляет разработка методики моделирования миграции и осаждения радиоактивных примесей в натриевом теплоносителе. Создан и интегрирован в ИПС СОКРАТ-БН программный модуль TRANS_FP, предназначенный для моделирования транспорта радиоактивных продуктов деления (РПД) и коррозии (РПК) в первом контуре и газовой системе РУ с учетом основных физических явлений при транспорте и накоплении РПД и РПК.

Разработаны и проверены программные интерфейсные модули для обмена данными между кодами СОКРАТ-БН, КУПОЛ-БН и НОСТРАДАМУС.

Ключевые слова: тяжелая запроектная авария, код КУПОЛ-БН, код НОСТРАДАМУС, интегральный код СОКРАТ-БН, быстрый реактор, продукты деления, обоснование безопасности БН.

ВВЕДЕНИЕ

Россия имеет большой список зарубежных заказов на строительство ЯЭУ, более полусотни стран хотят строить у себя реакторы, причем в этом списке находятся

© А.А. Зайцев, А.А. Казанцев, А.А. Лукьянов, О.В. Супотницкая,
В.Н. Семёнов, М.Ф. Филиппов, А.Л. Фокин, С.В. Цаун, 2015

реакторы на быстрых нейтронах. Для получения лицензии на строительство, ввод в эксплуатацию, эксплуатацию и вывод из эксплуатации блока ЯЭУ на конкретной площадке требуется комплекс работ по обоснованию его безопасности. Для доказательства безопасности РУ и получения разрешения надзорных органов расчеты следует выполнять с использованием лицензированных кодов.

В процессе конструирования и обоснования безопасности российских быстрых реакторов БН-350, БН-600, БН-800 в ГНЦ РФ-ФЭИ были разработаны специализированные коды. Обзор некоторых из них содержится в монографии [1]. Разработаны коды BOS-TWC, рассчитывающий кипение натрия в двумерном приближении в сборках реактора, COREMELT для расчета плавления сборок и стекания расплава, TWOCOM для расчета выхода газообразных продуктов деления из твэлов, БРУТ для моделирования удержания расплава в корпусе реактора, ANPEX для исследования разгона реактора на мгновенных нейтронах в случае возникновения вторичной критичности. Разработаны код КУПОЛ [2] для анализа водородной безопасности и его версия КУПОЛ-БН для реакторов на быстрых нейтронах.

В настоящее время требования к безопасности и, как следствие, к расчетным кодам непрерывно возрастают. Возможности вычислительной техники позволили практически приступить к задаче создания мультифизических кодов. Под мультифизическими кодом понимается интегральное программное средство, которое в области ЯЭУ приложений объединяет нейтронно-физический модуль, теплогидравлический контурный модуль, а также модули расчета образования продуктов деления (ПД), активации продуктов коррозии (ПК), контейментный модуль для анализа водородной безопасности, модуль, описывающий перенос и осаждение радиоактивности в пристаниционной окружающей среде и анализ дозовых нагрузок и т.п. Для удовлетворения международным требованиям по обоснованию безопасности необходимо выполнить анализ последствий исходных событий (ИС), приводящих к тяжелым авариям (ТА) или к запроектным авариям (ЗА). Экспериментальное моделирование таких процессов выполнять дорого, опасно и практически невозможно.

Согласно стандарту РБ-044-09 (п.6.2) [5], «исследования запроектной аварии рекомендуется выполнять с использованием интегральных программных средств, комплексно описывающих развитие различных процессов (от ИС до аварийного выброса) и событий запроектной аварии». Перечисленные выше отечественные программы, хотя и способны рассчитать процессы в аварийном режиме установки типа БН, не позволяют провести интегральный сквозной расчет тяжелой аварии в РУ типа БН. Интегральное программное средство (ИПС) СОКРАТ-В1 [3] для расчета реакторов ВВЭР, разработанное в ИБРАЭ РАН, использовалось для обоснования безопасности ВВЭР-1000 в Китае, Индии и т.д.

В настоящее время на основе ИПС СОКРАТ-В1 создана базовая версия ИПС СОКРАТ-БН, предназначенная для расчета физических явлений, протекающих на стадиях тяжелых и запроектных аварий в ЯЭУ, охлаждаемых жидкими металлами.

Для обеспечения сквозного самосогласованного расчета поведения продуктов деления (ПД) в реакторных установках с натриевым теплоносителем (РУ БН), выхода их в окружающую среду в различных режимах работы РУ БН и расчета поведения ПД в окружающей среде ИПС СОКРАТ-БН совместно с РК КУПОЛ-БН и РК НОСТРАДАМУС должны моделировать следующую цепочку процессов. Необходимо рассчитывать образование и накопление изотопов ПД в твэлах активной зоны, выход ПД в газовый зазор твэла, разрушение оболочки твэла, выход ПД в первый контур, перенос их по контурам РУ, осаждение и смытие ПД, выход ПД в помещения АЭС, транспорт ПД до места, образовавшейся при аварии негерметичности помещений, транспорт ПД в окружающей среде. В работе приведены результаты тестиро-

вания модулей ИПС СОКРАТ-БН, обеспечивающих моделирование всей указанной цепочки процессов.

МОДЕЛИРОВАНИЕ МИГРАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ПРИМЕСЕЙ В ИПС СОКРАТ-БН

Задачу моделирования появления в теплоносителе, переноса и поведения радионуклидов в пределах контуров РУ позволяет решать ИПС СОКРАТ-БН. В частности, в состав данного ИПС входит программный модуль TRANS_FP, предназначенный для расчета переноса и поведения радиоактивных продуктов деления (РПД) и продуктов коррозии (РПК) в первом контуре и газовой системе РУ.

В первую версию модуля TRANS_FP были внедрены эмпирические модели переноса и поведения РПК и газообразных РПД (описаны в [6]), простые модели поведения летучих и нелетучих ПД. Для описания транспорта ПД и ПК применяется уравнение переноса в следующей форме:

$$\frac{\partial C_i(t)}{\partial t} = S_i(t) - C_i(t)(R_i(t) + \lambda) - C_i(t) \sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^{N_{comp}} Q_{ji}(t) + \frac{1}{V_i} \sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^{N_{comp}} C_j(t) Q_{ji}(t) V_j + \frac{S_i}{V_i} C_i^p(t) R_i^p(t).$$

Оно решается совместно с уравнением, описывающим изменение концентрации:

$$\frac{\partial C_i^p}{\partial t} = \frac{V_i}{S_i} C_i(t) R_i(t) - C_i^p(t) (R_i^p(t) + \lambda).$$

Здесь j, i – индексы каналов; R_i – скорость осаждения; N_{comp} – число каналов; $S_i(t)$ – источник примеси в канале; S_i – суммарная площадь стенок канала; R_i^p – скорость повторного взвешивания; C_i – концентрация примеси во взвешенном состоянии; C_i^p – концентрация примеси в осажденном состоянии; Q_{ji} – скорость обмена газом (жидкостью) между каналами i и j .

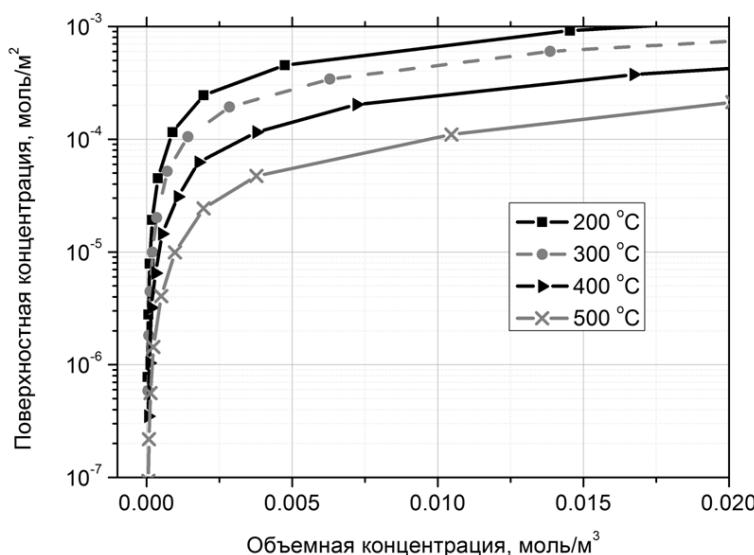


Рис. 1. Кривые сорбции цезия на стали из жидкого натрия в интервалах температур 200 – 500 °C.

Существующие модели предполагается дополнить улучшенной моделью поведения изотопов цезия в натриевом теплоносителе. Цезий может присутствовать в самом натрии в виде хорошо растворимой металлической примеси, скапливаться в отложениях на стенах элементов первого контура РУ, а также выходить в газовую

систему [7]. Результаты экспериментальных исследований поведения цезия в натриевых контурах [8 – 10] свидетельствуют о том, что основным механизмом осаждения цезия является физическая адсорбция.

На основании характерного профиля экспериментальных кривых сорбции цезия (рис. 1, [8]), было сделано предположение о преимущественно мономолекулярном характере адсорбции при температурах теплоносителя и концентрациях цезия в натрии, которые могут иметь место в РУ БН.

Кроме того, сделаны следующие допущения: поверхность стенок контура однородна; не учитывается влияние отложений ПК и ПД на стенках на процесс сорбции цезия.

В рамках данных допущений для описания сорбции цезия используется модель мономолекулярной адсорбции Ленгмюра. Процесс адсорбции описывается уравнением кинетики сорбционного процесса на стенке C :

$$dx/dt = k_{ads} \cdot C_s \cdot (1 - x) - k_{des} \cdot x. \quad (1)$$

Данное уравнение содержит скорости адсорбции и десорбции, определяемые из соотношений

$$k_{ads} = k^0_{ads} \cdot \exp[-E_{act}/(R \cdot T)], \quad (2)$$

$$k_{des} = k^0_{des} \cdot \exp[-(E_{act} + \Delta H)/(R \cdot T)]. \quad (3)$$

В (1) – (3) C_s – концентрация цезия во взвешенном состоянии у стенки; $x = \rho_p / \rho_{\text{ц}}$ – относительная концентрация занятых центров адсорбции; ρ_p – плотность занятых центров адсорбции; $\rho_{\text{ц}}$ – плотность центров адсорбции; k^0_{ads} , k^0_{des} – константы, не зависящие от температуры теплоносителя; E_{act} – энергия активации адсорбции; ΔH – теплота адсорбции; T – температура теплоносителя у стенки или у межфазной поверхности.

Параметры в уравнениях (1) – (3) были определены в ходе анализа результатов петлевых экспериментов, описанных в [8, 10].

В разработанной модели переноса и поведения изотопов цезия учитывается явление межфазного массопереноса. Межфазный перенос изотопов цезия описывается как совокупность процессов диффузионного переноса цезия из основного потока теплоносителя к межфазной поверхности, испарения и конденсации на поверхности раздела фаз. Результирующая скорость межфазного переноса цезия на поверхности раздела фаз определяется по соотношению [11]

$$\omega = \alpha \cdot (P_s - P) \cdot a \cdot [M/(2 \pi R T)]^{1/2},$$

где α – коэффициент конденсации (для испарения из натрия в аргон можно принять равным 0.03 [12]); P_s – парциальное давления насыщенных паров цезия при данной температуре; P – парциальное давление паров цезия; a – относительная активность цезия в растворе; M – молярная масса цезия.

ТЕСТИРОВАНИЕ КОМПЛЕКСА ПРОГРАММНЫХ МОДУЛЕЙ ПЕРЕНОСА ПД МЕЖДУ КОНТУРОМ ОХЛАЖДЕНИЯ И ПОМЕЩЕНИЯМИ СТАНЦИИ ИПС СОКРАТ-БН

Реактор БН-600 имеет интегральную компоновку, поэтому возможным местом течи первого контура в герметичное помещение является течь трубопровода в помещении холодных ловушек. С помощью РК КУПОЛ_БН должна решаться задача транспорта ПД от места течи в помещениях АЭС до выхода в окружающую среду через разрушенные (в гипотетической ТА) стены ЯЭУ или через вентиляционную трубу.

Для численного моделирования распространения ПД в окружающей среде при аварии на ЯЭУ используется код НОСТРАДАМУС [4], первоначально разработанный для РУ ВВЭР и доработанный для учета особенностей РУ БН, в частности, добавлены

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

модели поведения нестабильных изотопов натрия (^{22}Na , ^{24}Na) во влажной атмосфере как продуктов активации теплоносителя.

Предполагается, что ПД выходят из первого контура в помещения холодных ловушек вместе с теплоносителем (жидким натрием). Значения расходов в течь и источников продуктов деления выдавались с помощью датчиков кода СОКРАТ-БН через разработанный интерфейс в выходные файлы модуля КУПОЛ-БН. Критерием правильности работы интерфейсов является равенство показаний программных датчиков кода СОКРАТ-БН и контрольной печати в выходной файл модуля КУПОЛ-БН.

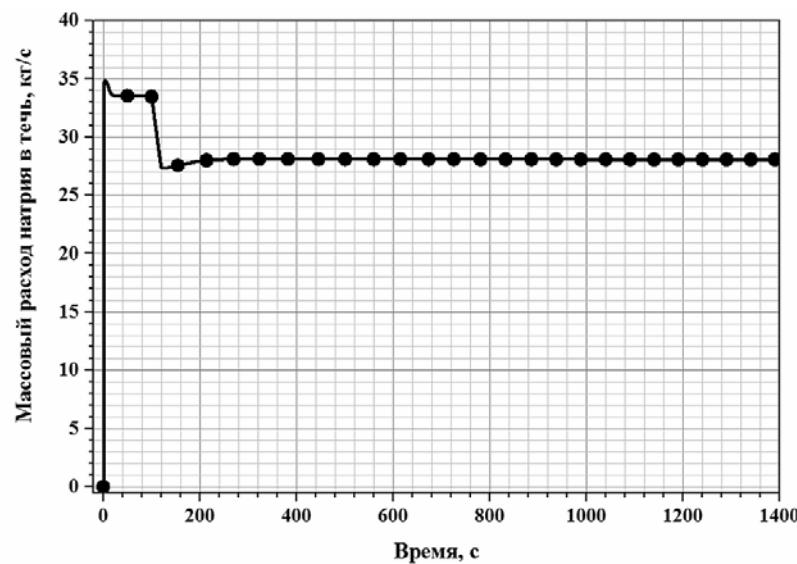


Рис. 2. Результаты расчета массового расхода теплоносителя в течь. Тест передачи расхода натрия из кода СОКРАТ-БН (сплошная линия) в модуль КУПОЛ-БН (маркер)

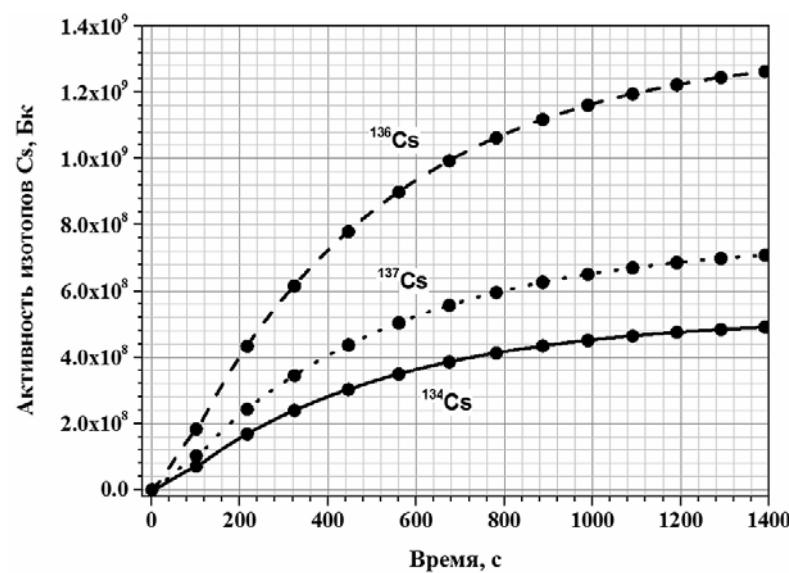


Рис. 3. Активности изотопов цезия, передаваемые из кода СОКРАТ-БН в модуль КУПОЛ-БН: линии – код СОКРАТ-БН; маркеры – модуль КУПОЛ-БН

На рисунке 2 для условий гипотетической течи через трубку малого диаметра показан расход натрия в течь, рассчитанный в коде СОКРАТ-БН (чёрная кривая) и получен-

ный через интерфейсы модулем КУПОЛ-БН (круглые маркеры). Из рисунка видно, что течь из первого контура из трубопровода малого диаметра слабо влияет на параметры первого контура, поэтому сохраняется постоянной длительное время (в рамках выбранного сценария аварии).

В процессе тестирования была проведена проверка правильности передачи остальных теплогидравлических параметров (давления, температуры, расходов жидкого и парогазового компонентов, концентрации неконденсирующихся газов).

Для проверки правильности работы интерфейсов по передаче активностей до-зообразующих изотопов из СОКРАТ-БН в КУПОЛ-БН были выбраны изотопы цезия (^{134}Cs , ^{136}Cs , ^{137}Cs) и благородных газов, ксенона и криптона ($^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{88}Kr , ^{133}Xe , ^{135}Xe , ^{138}Xe). На рисунках 3, 4 показаны активности изотопов Cs, Xe и Kr, рассчитанных в коде СОКРАТ-БН (кривые) и переданных в модуль КУПОЛ-БН (маркеры). Видно, что передача активностей изотопов цепочек продуктов деления из кода СОКРАТ-БН в код КУПОЛ-БН работает правильно. Это означает корректность расчета транспорта продуктов деления для РУ БН в ИПС.

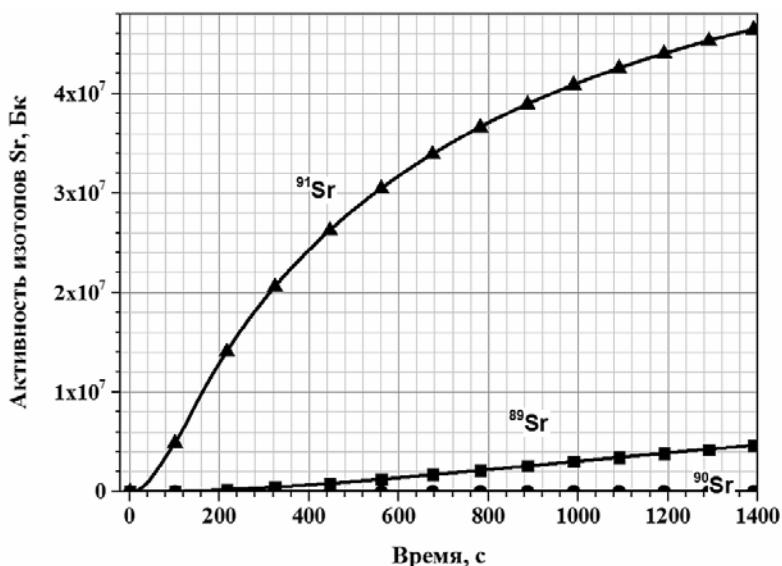


Рис. 4. Активности изотопов ксенона и криптона, передаваемые из кода СОКРАТ-БН в модуль КУПОЛ-БН: линии – код СОКРАТ-БН; маркеры – модуль КУПОЛ-БН

ТЕСТИРОВАНИЕ МОДУЛЕЙ ВЫХОДА ПД В ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ И РАСПРОСТРАНЕНИЯ В НЕЙ

Подключение к расчетам кода НОСТРАДАМУС завершает решение задачи анализа радиационной безопасности. Следует отметить, что для анализа безопасности в рамках одной гипотетической аварии на АЭС необходимо рассматривать различные метеорологические условия (направление и силу ветра, наличие осадков, устойчивость атмосферы). Поэтому для одного сценария развития аварии на РУ, рассчитываемого ИПС СОКРАТ-БН и РК КУПОЛ, потребуется несколько расчетов кода НОСТРАДАМУС. Возможность проведения таких расчетов обеспечивается тем, что код НОСТРАДАМУС на типичных сетках считает быстрее реального времени.

Передача данных от РК КУПОЛ-БН к РК НОСТРАДАМУС производилась через внешние файлы данных. В качестве начальных данных из кода КУПОЛ-БН для расчета по коду НОСТРАДАМУС дополнительно передаются высота выброса, массовый расход компонентов течи, а также задаются параметры носителей, на которых переносятся ПД: скорость

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

сухого осаждения, гравитационная скорость, скорость вымывания.

Для проверки совместной работы ПС СОКРАТ-БН – КУПОЛ-БН – НОСТРАДАМУС был проведен тестовый расчет радиационной обстановки на местности с последовательной автоматической передачей данных. При этом данные о выходе радионуклидов из помещений в атмосферу, подготовленные кодом КУПОЛ-БН, используются кодом НОСТРАДАМУС для оценки радиационной обстановки при данном выбросе. При расчете условно принято, что выход радионуклидов в аэрозольной форме в атмосферу происходит через вентиляционную трубу и составляет 50% от количества активности, поступившей из контура реактора в помещения станции.

Источник радиоактивности в окружающую среду для рассматриваемого примера описан в табл. 1.

При расчете распространения активности в атмосфере принято, что источником выброса является третий энергоблок Белоярской АЭС (БН-600) и, соответственно, используются характеристики территории района размещения станции.

Таблица 1

Интегральный выход радиоактивности при тестовом расчете

Нуклид	^{134}Cs	^{136}Cs	^{137}Cs	^{90}Sr	^{89}Sr	^{91}Sr
Активность, Бк	$2.3 \cdot 10^{12}$	$0.8 \cdot 10^{13}$	$4 \cdot 10^{12}$	$0.6 \cdot 10^{10}$	$1.11 \cdot 10^{11}$	$1.5 \cdot 10^{11}$
Нуклид	131	132	133	134	135	
Активность, Бк	$0.8 \cdot 10^{14}$	$1.3 \cdot 10^{14}$	$1.8 \cdot 10^{14}$	$2.3 \cdot 10^{14}$	$1.7 \cdot 10^{14}$	

Таблица 2

Условия расчета радиационной обстановки

Параметр	Значение	Комментарий
Скорость ветра	2 м/с	Такая скорость ветра типична для устойчивой стратификации
Категория устойчивости атмосферы	F	
Осадки	Нет	
Направление ветра	350°	Направление ветра – в сторону г. Заречный, расположенного на расстоянии ~ 4 км от БАЭС
Средняя шероховатость подстилающей поверхности	0.4 м	
Продолжительность выброса	0.1 ч	

При оценке эффективных доз облучения принимается, что метеорологические условия наиболее неблагоприятны для областей, удаленных от источника на несколько километров, т.е. для населения, проживающего в районе размещения станции. Такими условиями являются устойчивая стратификация атмосферы и невысокая скорость ветра. Благодаря первому фактору максимум концентрации радионуклидов оказывается в нескольких километрах от трубы из-за слабого вертикального перемешивания. Второй фактор (слабый ветер) способствует возникновению больших концентраций на всех расстояниях. Начальные данные для расчета приведены в табл.2.

Начальные данные, приведенные в таблице, были введены в код НОСТРАДАМУС вручную через диалоговую систему ввода, а данные по источнику передавались в автоматическом режиме.

ОЦЕНКА ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ НАСЕЛЕНИЯ В ОКРЕСТНОСТИ АЭС

Результаты анализа радиационной обстановки могут быть сформулированы следующим образом:

- доза внешнего облучения человека от радиоактивного облака на расстоянии 4 км (на территории г. Заречный) составляет 2 мЗв;
- доза ингаляционного облучения щитовидной железы детей (возраст один – два года) составляет 25 мЗв;
- максимальная доза внешнего облучения от облака около 0.1 мЗв достигается на расстоянии 2.6 км от источника.

Согласно «Критериям для принятия решений о мерах защиты населения в случае аварии ядерного реактора», эвакуация г. Заречный не требуется.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Создано интегрированное программное средство, позволяющее проводить сквозной расчет поведения продуктов деления в АЭС с РУ БН от накопления их в активной зоне до выхода в окружающую среду и распространения за промплощадку АЭС. Разработаны и проверены интерфейсные программные модули для обмена данными, описывающими параметры продуктов деления, между СОКРАТ-БН, КУПОЛ-БН и НОСТРАДАМУС. Продемонстрированы возможности интегрированного программного средства. В планах на ближайшие годы – получение лицензий на используемые ПС в 2014 – 2016 гг. Поэтому следует относиться к представленным численным результатам как к предварительным, соответствующим текущему состоянию разработки кодов.

Литература

1. Кузнецов И.А., Поплавский В.М. Безопасность АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. / Под общ. ред. чл.-корр. АН РФ В.И. Рачкова. – М.: ИздАт, 2012. - 635 с.
2. КУПОЛ-М. Аттестационный паспорт программного средства №199 от 23.06.2005, НТЦ ЯРБ (разработка ГНЦ РФ-ФЭИ).
3. СОКРАТ/В1. Аттестационный паспорт программного средства 275 от 13.05.2010 (разработана ИБРАЭ РАН).
4. НОСТРАДАМУС. Аттестационный паспорт программного средства №158 от 28.03.2003. НТЦ ЯРБ.
5. Основные рекомендации к вероятностному анализу безопасности уровня 2 атомных станций с реакторами типа ВВЭР. РБ-044-09. // Ядерная и радиационная безопасность. 2009, №3 (53). С. 44-67.
6. Жилкин А.С., Осипов С.Л., Салеев А.В. и др. Численное моделирование поведения продуктов коррозии и газообразных продуктов деления с помощью кода СОКРАТ-БН // Известия РАН. Энергетика. 2014 - № 3. - С. 1-9.
7. Радиационная безопасность АЭС с быстрым реактором и натриевым теплоносителем / Ю.В. Чечеткин, В.Д. Кизин, В.И. Поляков. – М.: Энергоатомиздат, 1983. - 128 с.
8. Bobkov Yu.G., Efimov I.A., Zagorou'ko Yu.I. et al. «Radionuclides behaviour in sodium coolant», Fission and corrosion products behavior in primary circuits of LMFBR's, International working group on fast reactors, May 5-8 1987, Karlsruhe, FRG, pp. 41-60.
9. Mitsutsuka N., Shimojima H., Gohshi Y. Cold trapping of fission products in stainless steel sodium loop. Journal of Nuclear Science and Technology, 14:2, 135-146, 1977.
10. Sagawa N., Iba H., Yato Y. et al. Transport and deposition of metals in sodium-stainless steel systems, (II) Radioisotope distribution in natural circulation loop. Journal of Nuclear Science and Technology, 10:9, 523-532, 1973
11. Кнаке О., Странский И.Н. Механизм испарения // УФН. - 1959. -Т.68. - № 2. -С. 261-305.
12. Прикладная динамика термической плазмы / М.Ф. Жуков, А.С. Коротеев, Б.А. Урюков. - Новосибирск: Наука, 1975. - 297 с.

Поступила в редакцию 16.04.2014 г.

Авторы

Зайцев Алексей Александрович, заведующий лабораторией, канд. техн. наук
E-mail: zaytsev@ippe.ru

Казанцев Анатолий Александрович, старший научный сотрудник, канд. техн. наук,
доцент
E-mail: akazancev@ippe.ru

Лукьянов Александр Александрович, заведующий отделом, канд. хим. наук
aluk@ippe.ru

Супотницкая Ольга Владимировна, научный сотрудник
E-mail:sov@ippe.ru

Семёнов Владимир Николаевич, зам. заведующего отделением, д-р. физ.-мат. наук
E-mail:sem@ibrae.ru

Фокин Алексей Леонидович, старший научный сотрудник
E-mail:fokin@ibrae.ac.ru

Филиппов Михаил Фёдорович, аспирант
E-mail:philippov@ibrae.ac.ru

Цаун Сергей Владимирович, заведующий лабораторией, канд. физ.-мат. наук
E-mail:tsaun@ibrae.ac.ru

UDC 621.039.51

**TESTING OF THE SYSTEM CODE DESIGNED FOR SIMULATION
OF HYPOTHETICAL BEYOND DESIGN-BASIS ACCIDENT
ON FAST BREEDER REACTOR**

Zajtsev A.A.*, Kazantsev A.A.*, Luk'yanov A.A.*, Supotnitskaya O.V.*,
Semyonov V.N.**, Filippov M.F.***, Fokin A.L.**, Tsaun S.V.**

* State Scientific Center of Russian Federation – Institute for Physics and
Power Engineering.

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

** Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences.

52, B.Tul'skaya st., Moscow, 115191 Russia

*** National Research Nuclear University «MEPhI».

31, Kashirskoe highway, Moscow, 115409 Russia

ABSTRACT

The paper is devoted to solution of an actual problem of development of system code for analysis of hypothetical beyond design-basis accidents (BDA) for fast breeder reactor.

The self-consistent simulation of the fission products (FP) behavior during accident involves modeling of the following phenomena:

- fission products build-up in the fuel rods of core;
- release of the fission products from fuel pellets to gas gap of fuel rod;
- fuel rod cladding failure and FP release into primary circuit;
- the FP transport in the primary circuit, taking into account adsorption and desorption;

- FP leakage to the NPP rooms from the primary circuit;
- transport and sedimentation of FP in the NPP rooms;
- FP leakage from NPP rooms to environment;
- FP transport into environment.

The SOCRAT-BN system carries out calculations simultaneously with the KUPOL-BN and the NOSTRADAMUS codes.

Practical meaning of work consists in creating of the system code meant for safety analysis of fast breeder reactor (FBR). As the test the problem of hypothetical accident on the NPP was solved for FBR with leakage of radioactive isotopes into NPP rooms.

The presented results of the solution of the test task confirm operability of the system code providing modeling of all specified chain of processes.

Scientific meaning of work consist on development of a technique of modeling of migration and adsorption of radioactive species in the sodium coolant. The program TRANS_FP module intended for modeling of transport of the radioactive fission products (RFP) and the radioactive products of corrosion (RPC) in the primary circuit and gas system of RF is created and integrated into SOCRAT-BN integrated software. The main physical phenomena describing transport and accumulation of RFP and RPC are considered.

In the conclusion it is noted out that as a result of work the program interface modules for data exchange between codes SOCRAT-BN, KUPOL-BN and NOSTRADAMUS are developed and checked.

Key words: beyond-basic accident, code KUPOL-BN, code NOSTRADAMUS, system code SOCRAT-BN, fast breeder reactor, fission products, safety analysis of FBR.

REFERENCES

1. Kuznecov I.A., Poplavskij V.M. Podobsch. red. chl.-korr. AN RFV.I. Rachkova *Bezopasnost' AES s reaktorami na bystryh nejtronah* [Safety of NPP with fast neutron reactors]. Moscow. IzdAt Publ., 2012. 635 p. (in Russian).
2. KUPOL-M. *Attestacionnyj pasport programmogo sredstva* [Registration Certificate of Code] №199 от 23.06.2005, NTC YaRB [SEC NRC] (*razrabotka GNCRFFEI*) [developed by SSC RFIPPE] (in Russian).
3. SOKRAT/V1. *Attestacionnyj pasport programmogo sredstva* [Registration Certificate of Code] 275 от 13.05.2010, NTC YaRB [SEC NRC] (*razrabotka IBRAE RAN*) [developed by NSI RAS] (in Russian).
4. NOSTRADAMUS. *Attestacionnyj pasport programmogo sredstva* [Registration Certificate of Code] №158 от 28.03.2003, NTC YaRB [SEC NRC] (in Russian).
5. *Osnovnye rekomendacii k veroyatnostnomu analizu bezopasnosti urovnya 2 atomnyh stancij s reaktorami tipa VVER*. RB-044-09 [Basic recommendations to probability safety analysis of second level for Nuclear Power Plants with VVER type reactors]. *Yadernaya i radiacionnaya bezopasnost'* [Nuclear and Radiation Safety]. 2009, no. 3(53), pp. 44-67 (in Russian).
6. Zhilkin A.S., Osipov S.L., Salyaev A.V., Semenov V.N., Philippov M.F., Tsau N.V. *Chislennoe modelirovanie povedeniya produktov korrozii gazoobraznyh produktov deleniya s pomosch'ju koda SOKRAT-BN* [Numerical simulation of behavior of corrosion products and gaseous products of fission by using code SOKRAT-BN]. *Izvestiya RAN. Energetika*. 2014, no. 3, pp. 1-9 (in Russian).
7. Chechytokin Yu.V., Kizin V.D., Polyakov V.I. *Radiacionnaya bezopasnost' AES s bystrym reaktorom i natrievym teplonositel'm* [Radiation safety of NPP with fast neutron reactor and sodium coolant]. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1983. 128 p. (in Russian).
8. Bobkov Yu.G., Efimov I.A., Zagoroul'ko Yu.I., Inyutin E.I., Konovalov E.E., Lastov A.I., Zikunov A.G. Radionuclides behaviour in sodium coolant. Fission and corrosion products behavior in primary circuits of LMFBR's, International working group on fast reactors, May 5-8 1987, Karlsruhe, FRG, pp. 41-60.
9. Mitsutsuka N., Shimojima H., Gohshi Y. Cold trapping of fission products in stainless steel sodium loop. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 14:2, 135-146, 1977.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

10. Sagawa N., Iba H., Yato Y. and other Transport and deposition of metals in sodium-stainless steel systems, (II) Radioisotope distribution in natural circulation loop. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 10:9, 523-532, 1973.
11. Knake O., Stranskij I.N. *Mehanizm ispareniya* [Mechanism of Evaporation] *UFN* [Advances in Physical Sciences]. 1959, v.68, no. 2, pp. 261-305 (in Russian).
12. Zhukov M.F., Koroteev A.S., Uryukov B.A. *Prikladnaya dinamika termicheskoy plazmy* [Applied dynamics of thermal plasma]. Novosibirsk. Nauka Publ., 1975. 297 p. (in Russian).

Authors

Zajtsev Aleksej Aleksandrovich, Head of Laboratory, Cand.Sci. (Engineering)
E-mail: zaytsev@ippe.ru

Kazantsev Anatolij Aleksandrovich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Engineering),
Associate Professor
E-mail:akazancev@ippe.ru

Luk'yanov Aleksandr Aleksandrovich, Head of Department, Cand. Sci. (Chemistry)
E-mail:aluk@ippe.ru

Supotnitskaya Ol'ga Vladimirovna, Senior Scientist
E-mail:sov@ippe.ru

Semyonov Vladimir Nikolaevich, Deputy Head of Department, Dr. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail:sem@ibrae.ru

Filippov Mihail Fyodorovich, PhD Student
E-mail:philippov@ibrae.ac.ru

Fokin Aleksej Leonidovich, Senior Scientist
E-mail: fokin@ibrae.ac.ru

Tsaun Sergej Vladimirovich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail:tsaun@ibrae.ac.ru

УДК 539.1:621.373.826
539.1:519.7

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРЯМОГО ПРЕОБРАЗОВАНИЯ КИНЕТИЧЕСКОЙ ЭНЕРГИИ ОСКОЛКОВ ДЕЛЕНИЯ УРАНА В ЭНЕРГИЮ ЛАЗЕРНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ В АРГОН-КСЕНОНОВОЙ ПЫЛЕВОЙ ПЛАЗМЕ С НАНОЧАСТИЦАМИ УРАНА

М.Н. Слюняев, А.П. Будник, А.В. Сипачёв

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



Исследован процесс прямого преобразования кинетической энергии осколков деления урана в энергию лазерного излучения (ЛИ) в движущейся аргон-ксеноновой лазерно-активной газовой среде, содержащей наночастицы урана.

Разработаны модель и метод численного решения уравнений модели прямого преобразования кинетической энергии осколков деления урана в энергию лазерного излучения в такой среде. Выполнены расчеты пространственно-временной эволюции распределения концентрации наночастиц урана при различных скоростях движения газа и размерах наночастиц урана.

Исследованы кинетические процессы в движущейся аргон-ксеноновой лазерно-активной газовой среде, содержащей наночастицы урана.

Впервые исследованы усиительные свойства лазерно-активной пространственно-неоднородной ядерно-возбуждаемой содержащей наночастицы урана облучаемой нейтронами движущейся аргон-ксеноновой среды. Согласно результатам исследования, при установившемся состоянии коэффициент усиления интенсивности ЛИ может быть семикратным и выше. Столь высокий показатель позволяет говорить, что такую среду можно использовать не только в лазере с ядерной накачкой, но и в режиме однопроходного оптического квантового усилителя с ядерной накачкой.

Ключевые слова: математическое моделирование, преобразование, ядерная, энергия, деление, уран, осколки, кинетические процессы, лазерное излучение, движущаяся плазма, наночастицы.

ВВЕДЕНИЕ

Прошло около 40 лет с тех пор, когда было предложено применять распыленные в активной газовой среде мелкодисперсные урансодержащие частицы для преобразования ядерной энергии в энергию оптического излучения [1]. Применение мелкодисперсных урансодержащих частиц по сравнению с традиционно применяющимися методами гетерогенной ядерной накачки активных газовых сред может повысить долю энергии,

© М.Н. Слюняев, А.П. Будник, А.В. Сипачёв, 2015

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

выносимой осколками деления из конденсированной фазы в газовую среду, в десять и более раз. Это создает предпосылки для повышения эффективности преобразования ядерной энергии в энергию оптического излучения.

Рассеяние и поглощение лазерного излучения активной средой, содержащей мелкодисперсные урансодержащие частицы, является существенным фактором, препятствующим развитию генерации лазерного излучения в такой среде.

В последнее время было предложено использовать лазерно-активные газовые среды, облучаемые нейтронами и содержащие нанокластеры соединений урана [2 – 4].

Вначале расчетно-теоретические исследования показали, что возможно получить усиление лазерного излучения в ядерно-возбуждаемой аргон-ксеноновой пылевой газовой плазме [2–4].

Далее методами математического моделирования было показано, что при генерации лазерного излучения (ЛИ) в аргон-ксеноновой газовой среде, облучаемой нейтронами и содержащей наночастицы урана, эффективность преобразования кинетической энергии осколков деления урана в энергию ЛИ на порядок превышает эффективность преобразования этой энергии при гетерогенной накачке [7, 8]. Это позволяет рассчитывать на создание способа и устройств с высокой эффективностью прямого преобразования кинетической энергии осколков деления в энергию когерентного оптического излучения.

Однако в исследованиях [7, 8] рассматривалась только неподвижная однородная пылевая среда. Для того чтобы избежать осаждения наночастиц урана в газе представляется целесообразным продувать эту среду. Кроме того, в процессе облучения при неоднородном нагреве газа осколками деления возможно возникновение движения пылевой среды.

Таким образом, возникает необходимость исследования преобразования энергии осколков деления урана с учетом движения активной среды.

Работа посвящена математическому моделированию прямого преобразования кинетической энергии осколков деления урана в энергию лазерного излучения в облучаемой нейтронами движущейся аргон-ксеноновой пылевой плазме, содержащей наночастицы урана.

Целью работы является определение влияния движения активной среды и пространственной неоднородности на процесс усиления ЛИ в лазерно-активном элементе (ЛАЭЛ).

МОДЕЛЬ ПРОСТРАНСТВЕННО-ВРЕМЕННОЙ ЭВОЛЮЦИИ КОНЦЕНТРАЦИИ НАНОЧАСТИЦ УРАНА В ПЫЛЕВОМ ЛАЭЛ

Рассмотрим установившееся движение смеси инертных газов аргона и ксенона в ЛАЭЛ, который представляет собой вертикальную цилиндрическую поверхность. При установившемся движении газа с дозвуковыми скоростями в начальный момент времени $t = 0$ на входе в ЛАЭЛ вводятся пылевые наночастицы урана (U). При этом отношение массы урановой пыли к массе газа мало. Таким образом, пыль при движении не вызывает сильных возмущений, поэтому для описания аксиально-симметричного движения газа, содержащего наночастицы урана, использовалось решение уравнения Навье-Стокса [9]. Можно считать, что давление газа в ЛАЭЛ приближенно постоянно. Для моделирования используем функции, зависящие от координат и времени.

Распределение скорости подачи газа, содержащего наночастицы урана, подчиняется параболическому закону [9]. Изменение концентрации урановой пыли в движущемся газе можно описать параболическим уравнением, учитывая как диффузию пылевых частиц, так и силы, действующие на частицы в потоке газа:

$$\partial n / \partial t = D \Delta n - \operatorname{div}(\mathbf{j}), \quad (1)$$

где n – концентрация частиц; D – коэффициент диффузии; Δ – оператор Лапласа; \mathbf{j} – плотность потока пылевых частиц, равная

$$\mathbf{j} = v_p(r)n, \quad (2)$$

содержащая $v_p(r)$ – скорость движения пылевых частиц, которая может быть отличной от скорости движения аргон-ксеноновой газовой среды.

Коэффициент диффузии D определим, используя аппроксимацию, предложенную в [10]:

$$D = kT(1 + 3.12 \text{Kn})/(6\pi r_p \eta), \quad (3)$$

где k – постоянная Больцмана; T – температура; Kn – число Кнудсена; r_p – радиус наночастицы урана; η – динамическая вязкость газа.

Пусть аргон-ксеноновая газовая смесь движется вертикально вверх, тогда на пылевые частицы в ЛАЭЛ действуют две силы: сила тяжести (F_T), направленная вниз, и сила Стокса (F_C), направленная противоположно силе тяжести по скорости потока. Эти силы соответственно равны

$$F_T = m_p g, \quad (4)$$

$$F_C = 6\pi r_p \eta (v(r) - v_p(r)), \quad (5)$$

где m_p – масса частицы; $v(r)$ – скорость потока газа; $v_p(r)$ – скорость частицы.

Из равенств (4) и (5) можно найти среднюю скорость установившегося направленного движения частицы в потоке в зависимости от расстояния от оси цилиндра до его внутренней стенки:

$$m_p g = 6\pi r_p \eta (v(r) - v_p(r)), \quad (6)$$

$$v_p(r) = v(r) - m_p g / (6\pi r_p \eta). \quad (7)$$

В дальнейшем считаем, что скорость v_p устанавливается достаточно быстро.

Выразив массу частицы через радиус и плотность, получим

$$v_p(r) = v(r) - (2\rho_p r_p^2 g) / (9\eta), \quad (8)$$

где ρ_p – плотность частицы.

Скорость, с которой газ подается на вход в ЛАЭЛ, неравномерна относительно по-перечного сечения трубы. Для описания скорости использовано параболическое распределение [9] вида

$$v(r) = v_{\max} (R^2 - r^2) / R^2, \quad (9)$$

где $v(r)$ – текущая скорость в радиусе r ; r – текущий радиус; R – внутренний радиус трубы; v_{\max} – максимальная скорость газа (на оси).

Учитывая (2) и (9), преобразуем уравнение (1) к итоговому виду

$$\frac{\partial n}{\partial t} = D \left(\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} r \frac{\partial}{\partial r} n + \frac{\partial^2}{\partial z^2} n \right) - v_{\max} \left(1 - \frac{r^2}{R^2} \right) \frac{\partial}{\partial z} n, \quad (10)$$

где z, r – цилиндрические (осевая и радиальная) координаты.

В начальный момент времени концентрация пылевых частиц в ЛАЭЛ равна нулю, на вход подаются пылевые частицы заданной концентрации. Процесс симметричен относительно оси ЛАЭЛ. При этом на границе, где $r = R, N_0 = 0$. На стенах происходит прилипание частиц. Выход из ЛАЭЛ свободный.

МОДЕЛЬ КИНЕТИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ВОЗБУЖДАЕМОЙ ОСКОЛКАМИ ДЕЛЕНИЯ ПЫЛЕВОЙ АРГОН-КСЕНОНОВОЙ ЛАЗЕРНО-АКТИВНОЙ СРЕДЕ

Модель кинетических процессов в возбуждаемой осколками деления аргон-ксеноновой лазерно-активной среде с монодисперсной пылевой компонентой была разработана и подробно описана в работах [2, 3]. Эта модель использовалась в настоящей работе для исследования кинетических процессов в плазме, создаваемой осколками деления урана, индуцированного нейтронами.

В кинетической модели аргон-ксеноновой среды с монодисперсной пылевой компонентой в газовой компоненте учитывались атомарные (Ar^+ , Xe^+) и гомоядерные молекулярные ионы аргона и ксенона (Ar_2^+ , Xe_2^+), гетероядерный ион ArXe^+ и молекула ArXe , атомы аргона и ксенона в возбужденных состояниях, а также эксимеры аргона и ксенона.

Для возбужденного атома ксенона рассматриваются отдельно уровни $6s$, восемь $5d$ подуровней и шесть бр подуровней, а подуровни $7p$ и $7s$ состояний объединились в единый уровень (рис. 1). Все остальные состояния ксенона объединены в одно состояние, обозначенное Xe^* .

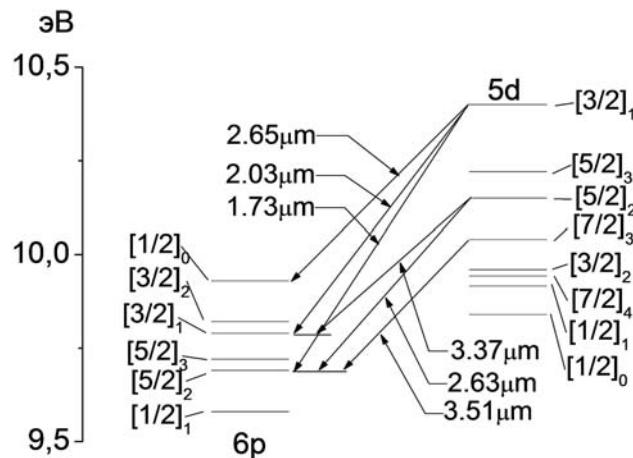


Рис. 1. Энергетическая диаграмма рассматриваемых в кинетической модели состояний атома ксенона, на переходах между которыми возможно получить генерацию лазерного излучения

Последовательность основных кинетических процессов, ведущих к созданию в аргон-ксеноновой среде инверсной заселенности следующая. Осколки деления, взаимодействуя с аргон-ксеноновой средой, теряют энергию, главным образом, на образование атомарных ионов и возбужденных атомов аргона. Далее в столкновениях атомарных ионов Ar^+ и возбужденных атомов аргона с атомами аргона и ксенона образуются как возбужденные атомы ксенона, так и атомарные ионы ксенона Xe^+ , а также молекулярные гомоядерные Ar_2^+ , Xe_2^+ и гетероядерные ионы ArXe^+ .

Заселение верхних возбужденных состояний атома ксенона происходит в результате диссоциативной рекомбинации ионов Xe^{2+} и ArXe^+ при столкновении этих ионов с электронами. При этом реакция с участием ArXe^+ вносит основной вклад в заселение верхнего лазерного уровня для перехода с длинной волны 1.73 мкм.

Важную роль в заселении и расселении верхнего лазерного уровня играют столкновения с медленными электронами, приводящие в незапыленной аргон-ксеноновой среде при больших мощностях удельного энерговклада к срыву генерации ЛИ. При большой концентрации урановых частиц ($\sim 10^{12} \text{ см}^{-3}$) вследствие прилипания электронов к пылевым наночастицам концентрация электронов падает [3 – 5], по-

этому срыв генерации ЛИ не происходит.

Всего в модели рассматривались 57 компонентов и учитывались 434 реакции в аргон-ксеноновой среде.

РЕЗУЛЬТАТЫ МАТЕМАТИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

Для решения уравнения (10) использовался метод конечных разностей. Это уравнение аппроксимировалось пятиточечной конечно-разностной схемой, аналогичной разработанной и подробно описанной в [11]. Для решения уравнения конечно-разностной схемы была создана программа на языке Visual C++ в среде MS Visual Studio 2010.

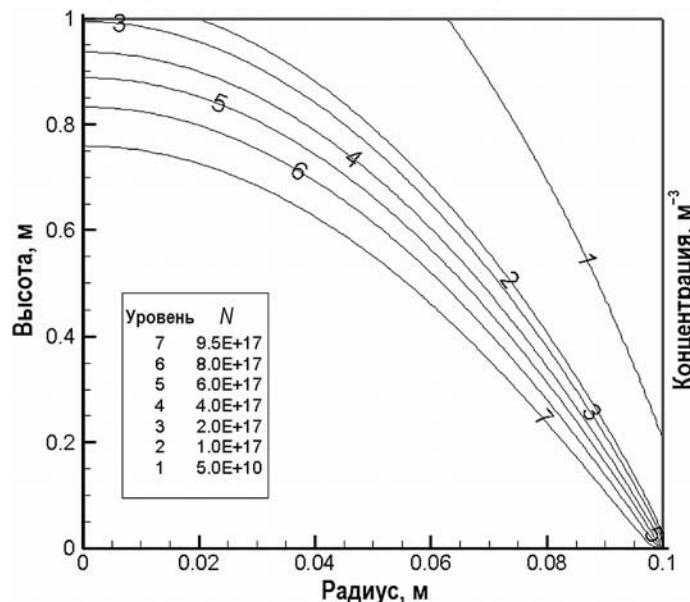


Рис. 2. Распределение наночастиц урана в ЛАЭЛ в момент времени $t = 10$ с

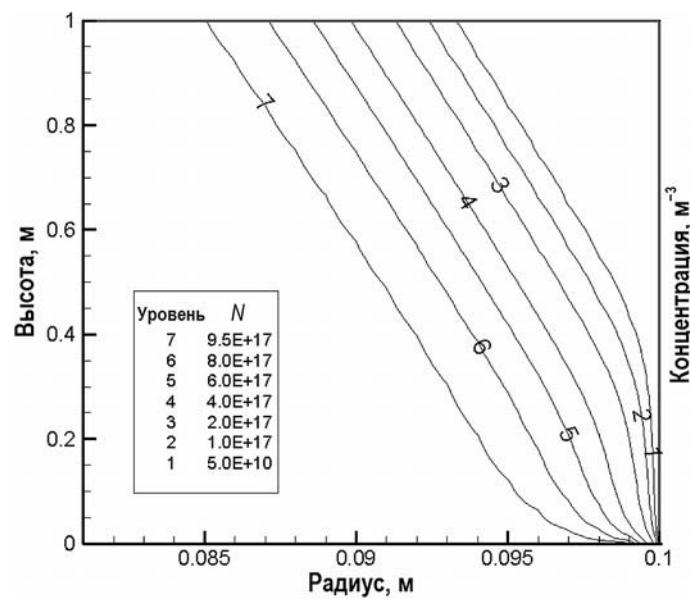


Рис. 3. Распределение наночастиц урана в ЛАЭЛ в момент времени $t = 50$ с

Результат моделирования можно представить в виде изолиний, построенных на основе значений концентраций частиц урана в узлах сетки. На рисунках 2, 3 пред-

ставлены типичные результаты изменения концентрации наночастиц урана в ЛАЭЛ. Результаты расчетов получены для частиц с радиусом $r_p = 5$ нм при давлении газа $p = 0.5$ атм и следующих значениях переменных: $z_{\max} = 1$ м, $r_{\max} = 0.1$ м, $v_{\max} = 0.1$ м/с, $N_0 = 10^{18}$ м⁻³. Установившееся состояние можно наблюдать начиная примерно с 50-й секунды.

Результаты расчетов квазистационарных значений линейного коэффициента усиления ЛИ μ на длине волны 1.73 мкм в зависимости от концентрации наночастиц урана в лазерно-активной аргон-ксеноновой газовой среде при удельной мощности энерговклада 240 Вт/см³ и давлении газа 0.5 атм представлены в табл. 1. Коэффициент усиления ЛИ газовой среды рассчитан в пренебрежении ослаблением излучения наночастицами. Там же представлены рассчитанные данные о зависимости коэффициента ослабления β ЛИ наночастицами урана (радиус частиц – 5 нм) от их концентрации для длины волны 1.73 мкм [2, 3, 5, 6].

Зависимость полного коэффициента усиления среды $\mu = \alpha - \beta$ от концентрации N для длины волны 1.73 мкм показана на рис. 4. Там же для удобства сравнения добавлены графики для коэффициентов усиления ЛИ α и ослабления ЛИ β газовой средой.

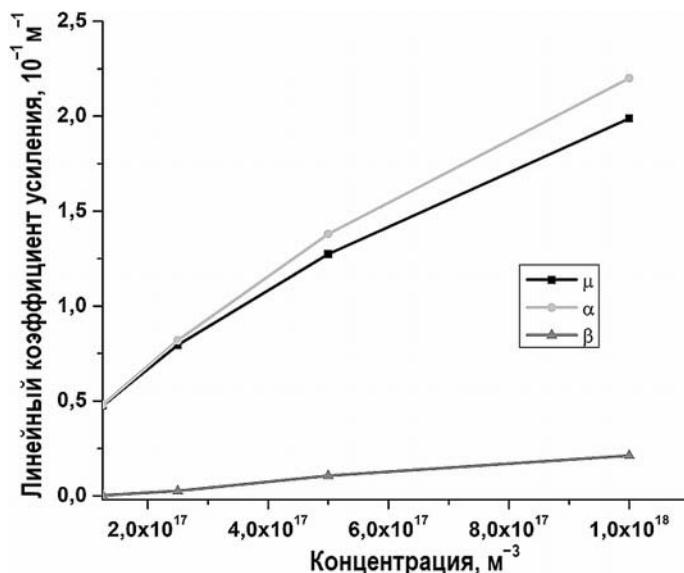


Рис. 4. Зависимость полного линейного коэффициента усиления μ ЛИ аргон-ксеноновой газовой средой, содержащей наночастицы урана, от концентрации наночастиц урана N

Таблица 1

Коэффициенты усиления газовой средой (α) и ослабления (β) излучения в зависимости от концентрации наночастиц N

$N, 10^{18}$ м ⁻³	$\alpha, 10^{-1}$ м ⁻¹	$\beta, 10^{-1}$ м ⁻¹
1.0	22.0	2.125
0.5	13.8	1.062
0.25	8.2	0.265
0.125	4.8	0.033

Изменение интенсивности I ЛИ, распространяющегося параллельно оси цилиндра, может быть описано следующим уравнением:

$$dI/dz = \mu(z, r, t)I. \quad (11)$$

Определим коэффициент усиления интенсивности ЛИ газовой средой следующим образом:

$$K(z, r, t) = I_0 / I, \quad (12)$$

где I_0 – интенсивность излучения на входе в лазерно-активную среду.

Тогда $K(z, r, t)$ можно представить в виде

$$K(z, r, t) = \exp\left(\int_0^z \mu(z_1, r, t) dz_1\right). \quad (13)$$

Ввиду большой проникающей способности нейтронного излучения и малой длины пробега осколков деления, которые теряют большую часть энергии в начале пробега, можно считать, что плотность энерговыделения в аргон-ксеноновой газовой среде, содержащей наночастицы урана пропорциональна концентрации частиц урана. Используя данные о зависимости от времени распределения концентрации частиц урана в ЛАЭЛ, можно рассчитать временные зависимости коэффициента усиления интенсивности ЛИ $K(z, r, t)$.

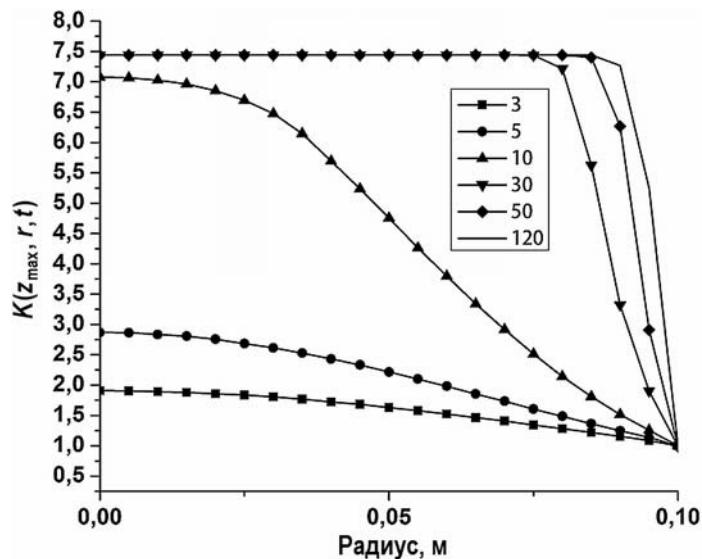


Рис. 5. Радиальная зависимость коэффициента усиления интенсивности ЛИ в различные моменты времени

Результаты расчетов радиальной зависимости $K(z_{\max}, r, t)$ на выходе из ЛАЭЛ в различные моменты времени для частиц с радиусом 5 нм при давлении 0.5 атм представлены на рис. 5. При расчетах полагалось, что максимальная удельная мощность энерговклада осколков деления, равная $240 \text{ Вт}/\text{см}^3$, достигается при концентрации 10^{18} м^{-3} .

Из представленных результатов расчетов коэффициента усиления интенсивности ЛИ следует, что среда длиной в 1 м обеспечивает большое усиление ЛИ. Это позволяет использовать такую среду не только в лазере с ядерной накачкой, но и в режиме однопроходного оптического квантового усилителя с ядерной накачкой.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработана двумерная продольно-неоднородная аксиально-симметричная модель для описания прямого преобразования кинетической энергии осколков деления урана в энергию лазерного излучения в пылевом ЛАЭЛ и конечно-разностный метод численного решения модели, который основывается на пятиточечной разностной схеме.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

При математическом моделировании кинетических процессов в облучаемой нейтронами движущейся аргон-ксеноновой пылевой плазме, содержащей наночастицы урана, рассчитаны квазистационарные значения линейного коэффициента усиления ЛИ на длине волны 1.73 мкм. Одновременно рассчитывались зависимости линейных коэффициентов ослабления ЛИ наночастицами урана (радиус частиц 5 нм) от концентрации наночастиц.

Впервые исследованы усилительные свойства лазерно-активной облучаемой нейтронами пространственно-неоднородной движущейся аргон-ксеноновой среды, содержащей наночастицы урана. Согласно результатам исследования, значение коэффициента усиления интенсивности ЛИ при установившемся состоянии превышает семь. Столь высокий показатель позволяет говорить, что такую среду можно использовать не только в лазере с ядерной накачкой, но и в режиме однопроходного оптического квантового усилителя с ядерной накачкой.

Литература

1. Miley G.H., McArthur D., DeYuong R., Prelas M. Fission reactor pumped laser: History and prospects: Proceedings Conferences 50 Years with nuclear fission. Washington 25-28 April 1989. PP. 333-342. Pub. American Nuclear Society.
2. Будник А. П., Косарев В.А., Лунев В.П. Математическое моделирование генерационных характеристик активных газовых сред, содержащих нанокластеры соединений урана. / Труды IV Международной конференции «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы» (ЛЯН-ИР-2007) в 2-х томах. ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск, 2009, т. 1. С. 177-184.
3. Будник А.П., Косарев В.А., Лунев В.П. Математическое моделирование кинетических процессов в газовой аргон-ксеноновой плазме, содержащей нанокластеры химических соединений урана / Препринт ФЭИ – №3141. – Обнинск, 2008.
4. Алексеева И.В., Будник А.П., Сипачев А.В. Неравновесная радиационная плазмодинамика в газовых активных средах оптических квантовых усилителей с ядерной накачкой // Физико-химическая кинетика в газовой динамике. 2010. Т.9. Доступно на сайте <http://chemphys.edu.ru/media/files/2010-01-12-009.pdf> (29.12.2014)
5. Budnik A.P., Deputatova L. V., Fortov V. E., Lunev V. P., Vladimirov V. I. Simulation of kinetic processes, optical and neutron properties of the nuclear-excited uranium dusty plasma of the argon-xenon gas mixture. Ukrainian Journal of Physics. 56 (2012). No. 12. PP. 1260-1264.
6. Будник А.П., Лунев В.П. Расчетно-теоретические исследования методом Монте-Карло оптических и нейтронно-физических свойств аргон-ксеноновой газовой среды, содержащей нанокластеры урана и его химических соединений // Физико-химическая кинетика в газовой динамике. 2011. Т.11. Доступно на сайте http://chemphys.edu.ru/media/files/2011-02-01-006_Budnik_Lunev.pdf (29.12.2014).
7. Будник А.П., Сипачев А.В. Математическое моделирование кинетических процессов в аргон-ксеноновой ядерно-возбуждаемой плазме, содержащей нанокластеры урана // Физико-химическая кинетика в газовой динамике. 2012. Т.13. Вып.3. Доступно на сайте http://chemphys.edu.ru/media/files/2012-11-20-003_Budnik_Sipachev.pdf (29.12.2014).
8. Будник А.П., Сипачев А.В. Математическое моделирование кинетических процессов при генерации лазерного излучения в аргон-ксеноновой активной газовой среде, содержащей наночастицы урана // Физико-химическая кинетика в газовой динамике. 2013. Т.14. Вып.2. Доступно на сайте http://chemphys.edu.ru/media/files/04_Budnik_Sipachev_aphm2011.pdf (29.12.2014).
9. Савельев И.В. Механика, молекулярная физика // Курс общей физики. – М.: Наука, главная редакция физико-математической литературы, 1987. – Т. 1. 432 с.
10. Смирнов Б.М. Аэрозоли в газе и плазме. – М.: ИВТАН, 1990. – 104 с.
11. Алексеева И.В., Будник А.П. Модель пространственно-временной эволюции треков многозарядных ионов с учетом неоднородности вдоль оси трека. 1. Постановка задачи. Метод решения. / Препринт ФЭИ. – №2922. – Обнинск, 2001.

Поступила в редакцию 29.12.2014 г.

Авторы

Слюняев Максим Николаевич, аспирант

E-mail: max.my.net@gmail.com

Будник Александр Петрович, начальник лаборатории, доцент, канд. физ.-мат. наук,
E-mail: apbud@yandex.ru

Сипачёв Александр Васильевич, старший научный сотрудник

UDC 539.1:621.373.826
539.1:519.7

**MODELING OF DIRECT CONVERSION OF URANIUM FISSION
FRAGMENTS KINETIC ENERGY TO LASER RADIATION ENERGY
IN ARGON-XENON DUSTY PLASMA CONTAINING URANIUM
NANOPARTICLES**

Slyunyaev M.N., Budnik A.P., Sipachev A.V.

JSC «State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics
and Power Engineering» n.a. A. I. Leypunsky. 1, Bondarenko sq., Obninsk,
Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

The use of active gas medium containing fine uranium particles compared with the traditionally used methods of heterogeneous nuclear pumping of active gas medium can increase the share of fission fragments energy from the condensed phase to the gas medium up to ten times or more. This creates prerequisites for increasing the efficiency of conversion of nuclear energy into optical radiation.

Scattering and absorption of laser radiation by an active medium containing fine uranium particles is a significant factor impeding the development of lasing in such a medium.

Recently, it was suggested to use the laser-active gas medium irradiated by neutrons and containing nanoclusters of uranium compounds. Then, numerical and theoretical studies have shown that it is possible to obtain amplification of laser radiation in such a medium [2-4].

Methods of mathematical simulation showed that during the generation of laser radiation in static argon-xenon gas environment irradiated by neutrons and containing uranium nanoparticles, the efficiency of conversion of the kinetic energy of the uranium fission fragments to the laser energy in ten times exceeds the efficiency of energy conversion during a heterogeneous pumping [7,8].

This article is devoted to the process of direct conversion of uranium fission fragments kinetic energy to laser radiation energy in the moving argon-xenon laser-active gas medium containing uranium nanoparticles.

The model of the space-time evolution of concentration distribution of the uranium nanoparticles injected into the cylindrical dust laser-active element and a method of model's numerical solution were developed. The calculations of the space-time evolution of the uranium nanoparticles concentration distribution for different gas velocities and nanoparticles sizes were carried out.

Kinetic processes and amplifying properties of moving laser-active spatially

inhomogeneous nuclear-induced containing uranium nanoparticles irradiated by neutrons argon-xenon medium were investigated.

According to the study, the gain value of the intensity of the laser radiation in the steady state exceeds a value of 7. Such a high figure suggests that suggested medium can be used not only in the nuclear-pumped lasers, but also in single-pass mode optical nuclear-pumped quantum amplifier.

Keywords: mathematical simulation, transformation, nuclear energy, fission, uranium fragments, kinetic processes, laser radiation, moving plasma, nanoparticles.

REFERENCES

1. Miley G.H., McArthur D., DeYong R., Prelas M. Fission reactor pumped laser: History and prospects: Proceedings Conferences 50 Years with nuclear fission. Washington 25-28 April 1989, pp. 333-342. Publ. American Nuclear Society.
2. Budnik A.P., Kosarev V.A., Lunev V.P. Mathematical modeling of the lasing characteristics of active gas media containing nanoclusters uranium compounds [Physics of nuclear-pumped lasers and pulsed reactors]. Obninsk. IPPE Publ., 2009, v. 1 (in Russian).
3. Budnik A.P., Kosarev V.A., Lunev V.P. Mathematical modeling of kinetic processes in the gas argon-xenon plasma containing nanoclusters chemical compounds of uranium. Obninsk. IPPE Publ., 2008, no. 3141 (in Russian).
4. Alekseeva I.V., Budnik A.P., Sipachev A.V. Nonequilibrium radiation plasmodynamics in gas active environment of optical quantum nuclear-pumped amplifiers [Physics-chemical kinetics in gas dynamics.] 2010, v. 9. <http://chemphys.edu.ru/media/files/2010-01-12-009.pdf> (in Russian).
5. Budnik A.P., Deputatova L.V., Fortov V.E., Lunev V.P., Vladimirov V.I. Simulation of kinetic processes, optical and neutron properties of the nuclear-excited uranium dusty plasma of the argon-xenon gas mixture. *Ukrainian Journal of Physics.* 2012, v. 56, no. 12, pp.1260-1264 (in Russian).
6. Budnik A.P., Lunev V.P. Settlement and theoretical studies of Monte Carlo optical and neutron-physical properties of argon-xenon gas medium containing nanoclusters of uranium and its compounds [Physics-chemical kinetics in gas dynamics.]. 2011, v.11. Available at: http://chemphys.edu.ru/media/files/2011-02-01-006_Budnik_Lunev.pdf (in Russian).
7. Budnik A.P., Sipachev A.V. Mathematical modeling of kinetic processes in an argon-xenon nuclear-induced plasma containing nanoclusters uranium [Physics-chemical kinetics in gas dynamics.] 2012, v. 13. Available at: http://chemphys.edu.ru/media/files/2012-11-20-003_Budnik_Sipachev.pdf (in Russian).
8. Budnik A.P., Sipachev A.V. Mathematical modeling of kinetic processes in the generation of laser radiation in an argon-xenon active gas medium containing uranium nanoparticles. [Physics-chemical kinetics in gas dynamics.]. 2013, v.14. Available at: http://chemphys.edu.ru/media/files/04_Budnik_Sipachev_aphm2011.pdf (in Russian).
9. Savel'ev I.V. Mechanics, molecular physics. General Physics Course. Moscow. Nauka Publ., 1987, v.1,432 p. (in Russian).
10. Smirnov B.M. Aerosols in gases and plasmas. Moscow. Institute for High Temperatures of the Russian Academy of Sciences Publ., 1990, 104 p. (in Russian).
11. Alekseeva I.V., Budnik A.P. Model spatiotemporal evolution tracks of multiply charged ions in view of heterogeneity along the track. 1. Statement of the problem. Method of solution. Obninsk, IPPE Publ., 2001, no. 2922 (in Russian).

Authors

Slyunyaev Maksim Nikolaevich, PhD Student

E-mail: max.my.net@gmail.com

Budnik Alexandr Petrovich, Head of Laboratory, Associate Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: apbud@yandex.ru

Sipachyov Alexandr Vasil'evich, Senior Researcher.

К ВОПРОСУ ПОЛУЧЕНИЯ ВОДОРОДА НА БАЗЕ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

Г.Л. Хорасанов, В.В. Колесов, В.В. Коробейников

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



Рассматривается возможность использования технологии быстрого натриевого реактора для паровой конверсии метана в водород. Наличие трех независимых энергетических петель в российском быстром реакторе BN-600 позволяет использовать парогенератор одной из петель как источник водяного пара под давлением $p = 13,2$ МПа и с температурой $T = 505^\circ\text{C}$. Для повышения температуры парогазовой смеси (пар + метан) до величины, необходимой для проведения эффективной конверсии, может быть использована вторая энергетическая петля реактора. Электрическая мощность 200 МВт, вырабатываемая в этой петле, достаточна для питания источника высокотемпературного потока гелия, $T = 950^\circ\text{C}$, с помощью которого температура парогазовой смеси в конвертере повышается до температуры $\bar{T} = 820^\circ\text{C}$. Рассмотренная технология позволит получать большую производительность водорода, порядка 80 тысяч кубометров в час. При этом будет высвобождаться до 25% исходного природного газа, который в рамках существующей стандартной технологии паровой конверсии метана сжигается на приготовление и нагрев парогазовой смеси.

Ключевые слова: водород, паровая конверсия метана, быстрый натриевый реактор BN-600.

Одной из фундаментальных проблем, требующих разработки научных подходов, является ограничение воздействия техногенных факторов на окружающую среду. Предприятия топливно-энергетического комплекса, использующие уголь и углеводороды, дают наибольшие выбросы в атмосферу парниковых газов, в частности, диоксида углерода. В этой связи поэтапное сокращение углеродного топлива и в перспективе его глубокое замещение водородным топливом лежат в основе концепции водородной энергетики и водородной экологии. Предполагается [1], что в будущем водород может стать одним из основных энергоносителей, и сложится принципиально новая – водородная – энергетика.

Атомная энергетика является инструментом, позволяющим при производстве электроэнергии существенно снизить выбросы парниковых газов в атмосферу. Так, по данным Международного энергетического агентства (МЭА), с 1971 г. на действующих в мире атомных электростанциях предупредили эмиссию 56 млрд. т диоксида углерода, что составляет мировой объем за два года.

В объектах атомной энергетики высокие температуры, порядка $850 - 950^\circ\text{C}$, необходимые для газификации угля и конверсии природного газа в водород [2], могут достигаться только в высокотемпературных атомных реакторах с газовым теплоносителем. Такие реакторы разрабатываются в ряде стран, но пока они не вышли на промышлен-

© Г.Л. Хорасанов, В.В. Колесов, В.В. Коробейников, 2015

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

ный уровень. В России успешно функционирует быстрый коммерческий реактор с натриевым теплоносителем БН-600, с температурой натрия первого контура на выходе не более 550°C. Реакторы серии БН нацелены на производство электроэнергии, однако и другие технические и коммерческие задачи могут решаться с помощью этих реакторов. В частности, представляется возможным их использование и для промышленного производства водорода [3]. Однако относительно невысокая температура теплоносителя в освоенных натриевых реакторах не позволяет эффективно конвертировать метан с целью получения водорода. В работе [4] было предложено использовать дополнительный нагрев для повышения температуры парогазовой смеси.

Цель работы – исследовать возможность паровой конверсии метана в водород путем использования среднетемпературного водяного пара реактора БН-600 ($T = 505^\circ\text{C}$) и последующего дополнительного нагрева парогазовой смеси до требуемой температуры ($T = 820^\circ\text{C}$) за счет электрической энергии, вырабатываемой в том же реакторе.

Промышленный реактор БН-600 имеет баковую компоновку [5]. В баке расположено оборудование первого контура, включая, кроме активной зоны, промежуточные теплообменники, главные циркуляционные насосы. Передача тепла от активной зоны к парогенераторам осуществляется по трехконтурной схеме по трем параллельным петлям.

Основные технические характеристики каждой из трех независимых энергетических петель БН-600 [5]:

- номинальная электрическая мощность – 200 МВт;
- паропроизводительность – $6,4 \cdot 10^5$ кг/ч;
- давление пара – 13,2 МПа;
- температура пара – 505°C .

В настоящее время примерно половина промышленного производства водорода получается путем паровой конверсии (риформинга) метана по схеме [2]



Реакцию проводят при давлении парогазовой смеси $p = 2 - 3$ МПа, мольном соотношении воды и метана $m = 2$, температуре $T = 850^\circ\text{C}$ и в присутствии катализаторов.

Промышленную паровую конверсию метана проводят в два этапа.

На первом этапе в камере с температурой до 500°C получают водяной пар с давлением до 3 МПа и смешивают его с подводимым извне природным газом в мольном соотношении $m = 2$. При этом сжигается до 12% подводимого газа на образование и нагрев водяного пара.

На втором этапе приготовленная парогазовая смесь поступает в высокотемпературную камеру – конвертер с температурой $T = 850^\circ\text{C}$, содержащий катализаторы и мембранные для сепарации водорода. При этом на обогрев конвертера расходуется 13% подводимого газа.

Таким образом, промышленная паровая конверсия метана сопровождается сжиганием 25% подводимого к конвертеру газа с соответствующим выбросом продукта горения – диоксида углерода – в атмосферу.

В работе с целью получения высокой производительности водорода, сохранения существенной части природного газа и устранения поступления продуктов его горения в атмосферу предлагается использовать пар, поступающий с парогенератора БН, для приготовления парогазовой смеси, а для дальнейшего повышения температуры парогазовой смеси использовать электронагреватели,

запитанные от турбины БН.

Такая возможность имеется на находящемся в эксплуатации третьем энергоблоке Белоярской АЭС – БН-600. В реакторе БН-600 функционируют три энергетические петли, каждая из которых является независимым энергоблоком.

Указанные высокие параметры водяного пара одной энергетической петли позволяют использовать его для приготовления парогазовой смеси, тем самым на 12% сократить расход подводимого газа и снизить выброс диоксида углерода в атмосферу.

Для повышения температуры приготовленной парогазовой смеси с 500 до 820°C, необходимой для эффективной паровой конверсии, можно использовать электрическую мощность до 200 МВт, вырабатываемую во второй независимой энергетической петле реактора, и тем самым сохранить еще 13% подводимого газа.

Если предположить, что половина этой мощности с учетом потерь будет затрачена на паровую конверсию метана, то, учитывая энергию, необходимую для протекания эндотермической реакции (1), 206 кДж/моль CH₄, получим следующую производительность конверсии:

$$P = 100 \text{ МВт}/206 \text{ кДж/моль CH}_4 \approx 5 \cdot 10^2 \text{ моль CH}_4/\text{с.} \quad (2)$$

Для осуществления такой производительности конверсии потребуется следующий поток подводимого газа:

$$W_{\text{газа}} = 4 \cdot 10^4 \text{ Нм}^3/\text{ч}, \quad (3)$$

где Нм³ – кубометр газа при нормальных условиях (давлении 760 мм рт. ст. и температуре 0°C).

Подведение к конвертеру 40 тысяч кубометров природного газа в час представляется технически реализуемым.

Для приготовления необходимой для конверсии парогазовой смеси потребуется поток водяного пара

$$W_{\text{пара}} = W_{\text{газа}} \cdot m \cdot M / 22,4, \quad (4)$$

где $W_{\text{пара}}$ – поток водяного пара, кг/ч; $W_{\text{газа}}$ – поток природного газа при нормальных условиях, Нм³/ч; M – молекулярный вес воды, 10⁻³ кг; 22,4·10⁻³ Нм³ – объем, занимаемый молем метана; $m = 2$ – мольное соотношение пара и газа.

Если в соотношении (4) задать поток природного газа, равный 4·10⁴ Нм³/ч, то для приготовления парогазовой смеси с соотношением $m = 2$ потребуется поток водяного пара

$$W_{\text{пара}} = 6,4 \cdot 10^4 \text{ кг/ч}, \quad (5)$$

который на порядок меньше паропроизводительности одной энергетической петли БН-600 – 6,4·10⁵ кг/ч.

Согласно реакции (1), при паровой конверсии из одного моля метана может быть получено до трех молей водорода или, по крайней мере, два моля водорода с учетом потерь [6]. Тогда при подведении к конвертеру потока метана $W_{\text{газа}} = 4 \cdot 10^4 \text{ Нм}^3/\text{ч}$ в результате реакции (1) может быть получен поток водорода порядка $W_{\text{водорода}} = 8 \cdot 10^4 \text{ Нм}^3/\text{ч}$.

Оценим возможную производительность водорода на базе реактора БН-600. Как известно, реактор БН-600 работает в течение 280-ти суток в году (6720 часов). Если за это время к комплексу реактор БН-600 - конвертер подвести 250 млн. кубометров газа ($W_{\text{газа}} = 4 \cdot 10^4 \text{ Нм}^3/\text{ч}$), а это технически возможно в России, то с учетом

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

конверсии одного моля метана в два моля водорода будет произведено до 500 млн. кубометров водорода в год, и при этом будут сокращены выбросы диоксида углерода в атмосферу.

Устройство для конверсии метана в водород будет состоять из двух блоков: среднетемпературной камеры и высокотемпературной камеры-конвертера.

В среднетемпературной камере формируется поток парогазовой смеси. С этой целью с выхода парогенератора реактора БН-600 в камеру поступает поток водяного пара величиной 18 кг/с при температуре $T = 505^\circ\text{C}$ и давлении $p = 30$ атм. Одновременно к камере подводится поток метана величиной 8 кг/с при температуре $T = 40^\circ\text{C}$ и давлении $p = 30$ атм. С выхода среднетемпературной камеры поток парогазовой смеси (метан + водяной пар) величиной 26 кг/с при температуре $T \approx 500^\circ\text{C}$ и давлении $p = 30$ атм направляется в высокотемпературную камеру-конвертер.

Высокотемпературная камера представляет собой химический реактор, в котором метан + водяной пар при температуре 820°C и в присутствии катализаторов конвертируется в синтетический газ (монооксид углерода и водород). В процессе прохождения вдоль колонки химического реактора монооксид углерода частично восстанавливается в водной среде до диоксида углерода с дополнительной генерацией водорода. В дальнейшем водород, образованный в реакции расщепления метана в синтез-газ и «реакции сдвига» монооксида в диоксид углерода, сепарируется путем диффузии через никелевые мембранны, расположенные в той же камере. Величина потока водорода, выведенного из камеры-конвертера, может составлять до 2 кг/с и более. Остальная парогазовая смесь, состоящая из нерасщепленного метана, водяного пара, монооксида и диоксида углерода, остатков водорода, в виде потока суммарной величиной до 24 кг/с выводится из химического реактора-конвертера и может быть в дальнейшем использована или захоронена.

Химический реактор-конвертер нагревается до требуемой для конверсии средней температуры $T = 820^\circ\text{C}$ путем его обдува потоком гелия величиной до 40 кг/с при температуре $T = 950^\circ\text{C}$ и давлении $p = 40$ атм. Эти параметры потока гелия достигаются в источнике потока гелия, потребляющем электрическую мощность до 200 МВт из одной из трех независимых энергетических петель реактора БН-600.

Практически, возможность дополнительного нагрева парогазовой смеси за счет электрической энергии до температуры порядка 820°C хорошо подкрепляется экспериментами, проведенными в 80-ые годы прошлого века в Германии на установке EVA II [6]. На этой установке для приготовления пара и нагрева парогазовой смеси до 820°C использовался поток гелия величиной 4 кг/с, давлением 40 атм и температурой 950°C . Высокая температура гелия достигалась за счет использования электронагревателей, запитанных электрической мощностью до 10 МВт. Указанным способом в высокотемпературной камере EVA II конвертировался поток метана величиной 37,5 моль $\text{CH}_4/\text{с}$ (0,6 кг/с). При этом на образование водяного пара и последующий нагрев парогазовой смеси до 820°C затрачивалась энергия

$$E = 10 \text{ МВт}/37,5 \text{ моль } \text{CH}_4/\text{с} = 267 \text{ кДж}/\text{моль } \text{CH}_4. \quad (6)$$

При такой величине энерговклада на моль CH_4 электрическая мощность одной энергетической петли реактора БН-600, 200 МВт, может обеспечить производительность конверсии

$$P = 200 \text{ МВт}/267 \text{ кДж}/\text{моль } \text{CH}_4 = 7,5 \cdot 10^2 \text{ моль } \text{CH}_4/\text{с}, \quad (7)$$

которая близка к указанной в (2), $5 \cdot 10^2$ моль $\text{CH}_4/\text{с}$.

Таким образом, использование водяного пара из одной энергетической петли быстрого натриевого реактора БН-600 и электроэнергии из соседней независимой

петли может создать условия для эффективной паровой конверсии потока метана величиной 8 кг/с в поток водорода величиной около 2 кг/с.

Производство водорода по предложенной схеме будет связано с коммерческими потерями суммы, складывающейся из стоимости электроэнергии, потенциально вырабатываемой на двух петлях БН-600, и стоимости подведенного природного газа.

Две энергетические петли БН-600 вырабатывают за один час $4 \cdot 10^5$ кВт·ч электроэнергии. При действующей в центральных областях России розничной цене электроэнергии 3,66 руб./кВт·ч стоимость электроэнергии, выработанной за один час в двух петлях реактора БН-600, составит 1,464 млн. руб.

Количество подведенного к конвертеру природного газа за один час составит $4 \cdot 10^4$ м³ при нормальных условиях. При розничной цене на природный газ 5,40 руб./м³ стоимость подведенного за один час газа составит 0,216 млн. руб.

В этих условиях за один час будет произведено $8 \cdot 10^4$ Нм³ водорода. Следовательно, затраты на приготовление и дополнительный нагрев парогазовой смеси для получения одного нормального кубометра водорода на базе реактора БН-600 будут не ниже 20 руб.

Следует отметить, что при использовании природного газа для приготовления пара и обогрева конвертируемой парогазовой смеси соответствующие затраты в расчете на один нормальный кубометр водорода составят около 3,5 руб. Однако в этом случае при производстве 500 млн. нормальных кубометров водорода в атмосферу поступит около 130 тысяч тонн диоксида углерода, что соответствует примерно 0,01% годовых российских выбросов в атмосферу углекислого газа от сжигания углеводородного топлива, которые в 2009 г. составляли 1,5326 млрд. тонн [8].

Выводы: использование водяного пара из одной энергетической петли быстрого натриевого реактора БН-600 и электроэнергии из соседней независимой петли этого же реактора могут создать условия для производительности водорода на уровне 500 млн. нормальных кубометров водорода в год, что соответствует примерно 0,1% годового мирового производства водорода [2]. В этом случае при финансовых затратах, превышающих затраты на получение водорода освоенным промышленным способом, эмиссия диоксида углерода в атмосферу будет предупреждена на уровне порядка 130 тысяч тонн в год.

Исследования проведены при финансовой поддержке Российского фонда фундаментальных исследований и Правительства Калужской области (проект № 14-48-03036)

Литература

1. Пономарев-Степной Н.Н. Атомно-водородная энергетика.//Атомная энергия. 2004. Том 96. Вып. 6. С. 411-425.
2. Ewan B.C.R., Allen R.W.K. A figure of merit assessment of the routes to hydrogen.// International Journal of Hydrogen Energy. 2005. Vol. 30. Iss. 8. PP. 809-819.
3. Сорокин А.П., Калякин С.Г. и др. Высокотемпературная ядерная энергетехнология на основе быстрых реакторов с натриевым теплоносителем для производства водорода.// Атомная энергия. 2014. Том 116. Вып. 4. С. 194-203.
4. Хорасанов Г.Л., Иванов А.П., Блохин А.И. Конверсия метана с использованием водяного пара быстрых ядерных реакторов.//Альтернативная энергетика и экология. 2004. №6. С. 5-7.
5. Багдасаров Ю.Е., Сараев О.М., Ошканов Н.Н. Реактор БН-600: Препринт № 2284. Обнинск: ФЭИ. 1992. 38 с.
6. Назаров Э.К., Дубяга Н.А., Семенова Л.В., Ивановский А.Ф. Физико-химические основы процессов хемотермического метода передачи энергии на дальние расстояния.//Атомно-

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

водородная энергетика и технология. Вып. 7. М.: Энергоатомиздат. 1986. С. 3-61.

7. Harth R., Jansing W., Teubner H. Experience gained from the EVA II and KVK operation.//Nuclear Engineering and Design. 1990. Vol.121. PP. 173-182.

8. Интернет-ресурсы:

http://slon.ru/economics/top_10_stran_po_vybrosem_uglekslogo_gaza-691567.xhtml.;
<http://www.ecfor.ru/pdf.php?id=2004/5/08>.

Поступила в редакцию 11.11.2014 г.

Авторы

Хорасанов Георгий Леванович, ведущий инженер, кандидат физ.-мат. наук,
ст. научн. сотрудник
E-mail: khorasanow@yandex.ru

Колесов Валерий Васильевич, доцент, кандидат техн. наук
E-mail: valeri-kolesov@yandex.ru

Коробейников Валерий Васильевич, профессор, доктор физ.-мат. наук
E-mail: korob@ippe.ru

UDC 621.039.58

CONCERNING HYDROGEN PRODUCTION ON THE BASE OF NUCLEAR TECHNOLOGIES

Khorasanov G.L., Kolesov V.V., Korobeynikov V.V.

Obrninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI».

1, Studgorodok, Obrninsk, Kaluga region, 249040 Russia

ABSTRACT

The paper is dedicated to assuming a possibility of application sodium fast reactor technology for steam methane reforming (SMR) into hydrogen. Existence of three independent power loops in the Russian reactor BN-600 allows using a steam generator of one of these loops as a source of pressurized steam for preparation a steam-gas mixture with medium temperature, $T = 505^{\circ}\text{C}$. To increase the mixture (steam + methane) temperature to the value required for effective SMR an additional heating is proposed. For this purpose the second independent power loop of the same reactor might be used. This loop's 200 MW electric power can be supplied to the source of high temperature helium flux which has ability to increase the temperature of the converter up to the value of required temperature, $T = 820^{\circ}\text{C}$. This technology allows obtaining great rate of hydrogen production, up to the value of 500 million normal cubic meters of hydrogen per 280 effective days of the reactor BN-600 operation in supplying 250 million cubic meters of natural gas to the converter. In this case, due to this technology, emission into the atmosphere of 130 thousand tons of the carbon dioxide can be excluded. This technology has advantage as compared to the standard now existing SMR technology which needs burning about 25 per cent of supplying natural gas for preparation and heating the steam and further heating the steam-gas mixture. Estimated cost of the BN-600 electric energy and the feeding natural gas consumption required for obtaining 1 normal cubic meter of hydrogen will be equal to 20 Russian rubles or approximately to 0.3 – 0.4 Euro.

Key words: hydrogen, steam methane reforming, sodium fast reactor BN-600.

REFERENCES

1. Ponomaryov-Stepnoj N.N. Atomno-vodorodnaya energetika. [Nuclear and hydrogen power engineering.] *Atomnaya energiya*. 2004, v. 96, iss. 6, pp. 411-425.
2. Ewan B.C.R., Allen R.W.K. A figure of merit assessment of the routes to hydrogen. *International Journal of Hydrogen Energy*. 2005, v. 30, iss. 8, pp. 809-819.
3. Sorokin A.P., Kalyakin S.G. et al. Vysokotemperaturnaya yadernaya energotehnologiya na osnove bystryh reaktorov s natrievym teplonositelem dlya proizvodstva vodoroda. [High temperature nuclear power technology on the base of fast reactors with sodium coolant for hydrogen production.] *Atomnaya energiya*. 2014, v. 116, iss. 4, pp. 194-203.
4. Khorasanov G.L., Ivanov A.P., Blokhin A.I. Konversiya metana s ispol'zovaniem vodyanogo para bystryh yadernykh reaktorov. [Methane reforming by fast nuclear reactor steam.] *International Scientific Journal «Alternative Energy and Ecology»*. 2004, no 6, pp. 5-7.
5. Bagdasarov Yu.E., Saraev O.M., Oshkanov N.N. Reactor BN-600. *Preprint PhEI-2284*, Obninsk: SSC RF IPPE, 1992 (in Russian).
6. Harth R., Jansing W., Teubner H. Experience gained from the EVA II and KVK operation. *Nuclear Engineering and Design*. 1990, v. 121, pp. 173-182.
7. Nazarov E.K., Dubyaga N.A., Semyonova L.V., Ivanovskij A.F. Fiziko-himicheskie osnovy hemotermicheskogo metoda peredachi energii na dal'nie rasstoyaniya. [Physical and chemical backgrounds of thermochemical technique for energy transfer to long distance.] *Nuclear and Hydrogen Power Engineering and Technology*. Moscow: Energoatomizdat Publ., 1986, iss. 7, pp. 3-61 (in Russian).
8. Available at:
http://slon.ru/economics/top_10_stran_po_vybrosam_uglekslogo_gaza-691567.xhtml..;
<http://www.ecfor.ru/pdf.php?id=2004/5/08>.

Authors

Khorasanov Georgij Levanovich, Leading Engineer, Senior Scientist,
Cand. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: khorasanow@yandex.ru

Kolesov Valerij Vasil'evich, Associated Professor, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: valeri-kolesov@yandex.ru

Korobejnikov Valerij Vasil'evich, Professor , Dr. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: korob@ippe.ru

ОПЫТ ПРИМЕНЕНИЯ КОМПЬЮТЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ В ВУЗОВСКОЙ ПОДГОТОВКЕ БУДУЩИХ СПЕЦИАЛИСТОВ ДЛЯ АЭС ПО ПРОГРАММЕ «ВУЗ-ПРЕДПРИЯТИЕ»

Семёнов В.К.*, Вольман М.А.* , Журавлёва В.С.**

*ФГБОУ ВПО «Ивановский государственный энергетический университет им. В.И. Ленина» (ИГЭУ), 153003, г. Иваново, ул. Рабфаковская, д. 34

**Филиал ОАО «Концерн Росэнергоатом» Калининская атомная станция.
171843, Тверская область, г. Удомля, Калининская атомная станция



Рассмотрены аспекты разработанной на кафедре АЭС Ивановского государственного энергетического университета совместно с Калининской АЭС программы подготовки будущих специалистов для АЭС, составными элементами которой являются использование компьютерного и имитационного моделирования в вузе и проект «8-й семестр», реализуемый на станции. В течение восьмого семестра студенты приобретают практические навыки работы в цехах, проходят обучение в учебно-тренировочном подразделении станции и там же сдают экзамены. В стенах вуза компьютерное моделирование используется для численных экспериментов по кинетике ядерных водо-водяных реакторов в среде Mathcad. Имитационное моделирование технологических процессов проводится на компьютерном и полномасштабном тренажерах энергетического блока АЭС с реактором ВВЭР-1000.

Разработаны комплексы программ и методическое обеспечение для математического моделирования переходных процессов в реакторах; программы и методики симуляции на компьютерном и полномасштабном тренажерах нейтронно-физических экспериментов и операций пуска и останова блока. Тренажерные комплексы способствуют формированию профессионального мышления, являются эффективным средством личностного становления будущего специалиста, поэтому при использовании тренажеров уделяется внимание влиянию индивидуально-личностных особенностей обучаемых на успешность прохождения данного этапа подготовки. В качестве примера описана математическая модель и приведены результаты численных экспериментов по исследованию ксеноновой устойчивости реактора. Комплексное внедрение описанной программы подготовки позволяет практически вдвое сократить сроки адаптации выпускников вуза на рабочих местах станции, что подтверждается отзывами руководителей соответствующих подразделений.

Ключевые слова: АЭС, ВВЭР, подготовка персонала, математическое моделирование, численные эксперименты, компьютерные и полномасштабные тренажеры, ксеноновые колебания, ксеноновая устойчивость ядерного реактора.

ВВЕДЕНИЕ

Для выполнения существующей программы широкомасштабного развития ядерной энергетики России требуется подготовка высококвалифицированных специалистов, обладающих глубоким пониманием нейтронно-физических и теплофизических процессов, сопровождающих работу ядерного реактора во всех режимах его работы. Высокие профессиональные навыки для работы в качестве оперативного персонала выпускник вуза получает непосредственно на станции, однако сроки его подготовки могут быть существенно сокращены при широком использовании компьютерных технологий в вузе и постоянном взаимодействии в учебном процессе вуза и предприятия.

ПРОГРАММА «ВУЗ-ПРЕДПРИЯТИЕ»

С 1985 г. в рамках договора между Ивановским государственным энергетическим университетом (ИГЭУ) и Калининской АЭС (КлнАЭС) действует программа подготовки будущих специалистов «вуз-предприятие», одним из элементов которой является обучение студентов в течение восьмого семестра непосредственно на станции. Основанием для внедрения указанного проекта послужил тот факт, что строительство КлнАЭС требовало большого количества специалистов, способных обеспечить пуск и эксплуатацию с соблюдением требований ядерной и радиационной безопасности. Ввиду дефицита подготовленного оперативного персонала блочных щитов управления была поставлена задача сокращения сроков адаптации молодых специалистов на производстве. Для решения этой задачи был привлечен ИГЭУ, являющийся одним из ведущих высших учебных заведений по подготовке кадров для энергетического сектора экономики. В течение восьмого семестра студенты проходят обучение в учебно-тренировочном подразделении КлнАЭС, приобретают практические навыки работы в цехах и там же сдают экзамены по следующим дисциплинам: «Ядерные реакторы», «Турбины АЭС», «Электрооборудование АЭС», «Безопасность жизнедеятельности», «Охрана окружающей среды», «Инженерная психология» [1]. Результаты практики учитываются при корректировке программы обучения в вузе, где значительная доля учебного времени уделяется компьютерному и имитационному моделированию. Последнее осуществляется с использованием полномасштабного тренажера (ПМТ) блока АЭС с реактором ВВЭР-1000, переданного в ИГЭУ Калининской АЭС, и компьютерного функционального аналитического тренажера (ФАТ), идентичного ПМТ, являющегося программным продуктом ООО «Вестерн Сервисез».

КОМПЬЮТЕРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ, ПРИМЕНЯЕМЫЕ В РАМКАХ ПРОГРАММЫ «ВУЗ-ПРЕДПРИЯТИЕ»

Общепризнано, что компьютерные технологии обладают высокой эффективностью в вузовской подготовке будущих специалистов ядерно-энергетического профиля [2 – 4]. Применяемая нами технология обучения с использованием компьютерного и имитационного моделирования состоит из трех взаимосвязанных частей. Первая часть содержит компьютерный лабораторный практикум по кинетике водоводяных реакторов, вторая – посвящена симуляции нейтронно-физических реакторных измерений на компьютерном тренажере ФАТ, а в третьей части внимание уделено отработке навыков по управлению технологическими процессами на ФАТ и ПМТ.

Углубленное изучение нейтронно-физических процессов проводится на основе численных экспериментов в рамках разработанного нами комплекса компьютерных программ [5, 6]. Математические модели охватывают кинетику холодного и горячего реактора. Они позволяют проанализировать роль запаздывающих нейтронов, влияние тем-

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

пературы топлива и теплоносителя на характер переходных процессов, выгорание топлива, отравление реактора ксеноном и самарием, а также ксеноновые колебания и ксеноновую устойчивость реактора. Математические модели основываются на системе жестких нелинейных дифференциальных уравнений, интегрирование которых осуществлено с использованием соответствующих алгоритмов в среде Mathcad. Использование указанной среды делает процесс моделирования весьма наглядным и удобным для проведения численных экспериментов, позволяющих студентам «погреть» различными входными параметрами, оценить их роль и провести самостоятельное исследование. При моделировании переходных процессов уделено внимание проблеме замыкания системы дифференциальных уравнений, что не только является математической проблемой, но и имеет практическое значение – позволяет сформулировать условия для анализа работы взаимодействующих между собой отдельных частей технологической схемы блока. Кроме того студентам прививается умение рассматривать взаимосвязанные технологические переходные процессы в оборудовании не только на основе численных экспериментов, но и по результатам качественного анализа дифференциальных уравнений без их решения.

Вторая часть касается симуляции нейтронно-физических реакторных измерений на компьютерном тренажере ФАТ [7]. Следует отметить, что в существующих вузовских программах и соответствующих учебниках реакторные измерения затрагиваются довольно скрупульно. Однако безопасный пуск и последующая эксплуатация ядерного реактора возможны только при знании его нейтронно-физических характеристик с точностью, удовлетворяющей требованиям правил ядерной безопасности и теплотехнической надежности активной зоны. Знакомство с техникой физического эксперимента и овладение ею со студенческой скамьи является одной из важнейших задач при подготовке специалистов, которым предстоит эксплуатировать ядерные реакторы.

Заключительная часть комплекса – симуляция на ФАТ и ПМТ различных технологических процессов в оборудовании блока АЭС с ВВЭР-1000, в частности, пуска и останова блока [8]. Методическое обеспечение для ее реализации разработано на основе типовой пошаговой программы пуска-останова с учетом базового перечня операций по пуску-останову, порядка и последовательности их выполнения. Освоение студентами данной части позволяет им не только изучить принцип действия отдельных элементов энергоблока, но и исследовать их взаимные связи, закрепить и систематизировать теоретические знания, приобрести первоначальные навыки управления сложным технологическим объектом.

Работа с тренажерами способствует формированию профессионального мышления, а также является эффективным средством личностного становления будущего специалиста, инструментом развития профессионально важных качеств. Поэтому в ходе симуляции пуско-остановочных работ на ПМТ ведутся исследования по выявлению индивидуально-личностных качеств, влияющих на успешность выполнения тренажерных заданий. Личностные особенности – один из компонентов компетенций, влияющий на скорость и эффективность их формирования. У студентов с разным уровнем успешности выполнения тренажерных задач выявляются значимые различия в показателях выраженности личностных качеств. Их анализ дает возможность развивать методический аспект обучения на основе как комплексных решений, так и индивидуальных рекомендаций обучаемым.

ИССЛЕДОВАНИЕ КСЕНОНОВОЙ УСТОЙЧИВОСТИ ВОДО-ВОДЯНОГО РЕАКТОРА

В качестве примера рассмотрим компьютерную реализацию математической модели возбуждения и подавления аксиальных ксеноновых колебаний в ядерном реакторе,

которая позволяет студентам изучить важную и актуальную для эксплуатации проблему. Известно, что в больших ядерных реакторах, работающих при высокой плотности потока нейтронов, может возникнуть весьма опасный эффект – появление ксеноновых колебаний и волн. Ксеноновые колебания условно разделяются на азимутальные, радиальные и аксиальные. Эксперименты показывают, что для реактора ВВЭР существенны только аксиальные колебания, и необходимо принимать меры по их подавлению. Это явление связано с положительной обратной связью реактивности реактора по ксеноновой составляющей. Если в какой-то области активной зоны реактора возникнет флюктуация, вызывающая рост нейтронного потока, то это приведет к дополнительному выгоранию ксенона, дальнейшему росту нейтронного потока и локального энерговыделения. Если эту флюктуацию не подавить органами регулирования реактора, то процесс будет развиваться, что может привести к тяжелой аварии, связанной с повреждением тепловыделяющих элементов из-за превышения в них пределов линейной и объемной тепловых нагрузок. При интегральном воздействии системы регулирования плотность нейтронного потока будет снижена во всей активной зоне. Концентрация ксенона по всей зоне, за исключением локальной области, начнет возрастать. В области неоднородности она некоторое время еще будет падать, а затем начнет расти. Такое взаимодействие системы регулирования с реактором приведет к тому, что область с переменной концентрацией ксенона будет перемещаться по зоне с периодом примерно одни сутки. Стабилизирующее влияние на ксеноновые колебания (волны) оказывают отрицательный температурный и мощностной эффекты реактивности.

Численные эксперименты по моделированию ксеноновых колебаний осуществляются на основе системы двух одинаковых связанных между собой реакторов с равным энерговыделением и соприкасающимися торцами. Эта система реакторов является моделью одного реактора, разделенного по вертикали на две одинаковые половины. Обмен нейтронными потоками между этими реакторами осуществляется за счет утечки нейтронов через соприкасающиеся торцы. Вероятность утечки определяется выражением

$$P = 1 - \exp(-B^2 M^2) = B^2 M^2, \quad (1)$$

где B^2 – геометрический параметр; M^2 – площадь миграции нейтронов. Время обмена нейтронами является задаваемым параметром, подлежащим в процессе экспериментов варьированию, предварительное значение которого можно оценить по формуле

$$\tau_{об} = H^2 / (v \cdot D), \quad (2)$$

где H – высота половины реактора; D , v – коэффициент диффузии тепловых нейтронов и их скорость соответственно.

Возбуждение ксеноновых колебаний между верхней и нижней половинами реактора осуществляется за счет возмущения одной половины реактора введением в нее флюктуации в виде скачка реактивности, а подавление введенной флюктуации моделируется борным регулированием, действующим на обе половины реактора. В основу рассмотрения положена «точечная» модель реактора в двухтемпературном приближении по топливу и теплоносителю, дополненная уравнениями рождения и гибели ксенона. Поскольку переходный процесс является медленным, то запаздывающие нейтроны на него никакого влияния не оказывают, и их можно либо вообще не принимать во внимание, т.е. считать все нейтроны мгновенными, либо использовать одногрупповое приближение. В исследуемой модели подавление аксиальных ксеноновых колебаний осуществлялось за счет температурного эффекта реактивности и уменьшения времени обмена нейтронными потоками между связанными реакторами. Неравномерность аксиального энергораспределения характеризует

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

аксиальный оффсет (A_0), под которым понимается отношение разности энерговыделения между нижней и верхней половинами реактора к их сумме, определенной до возникновения колебаний:

$$A_0 = (W_h - W_v) / (W_h + W_v)_0. \quad (3)$$

В качестве исходных данных приняты параметры, характерные для реактора ВВЭР-1000. Характерные значения масштабов времени отдельных процессов лежат в диапазоне от 10^{-4} с до нескольких суток, поэтому рассматриваемая система уравнений относится к классу жестких дифференциальных уравнений, и для их интегрирования использованы соответствующие алгоритмы.

На основе проведенных численных экспериментов студенты строят кривые, определяющие границу между ксеноновой устойчивостью и неустойчивостью реактора. В области ксеноновой неустойчивости колебания носят нарастающий характер, тогда как в области устойчивости – затухающий. Переход от одной области к другой характеризуется незатухающими колебаниями. На рисунке 1 приведены характерные зависимости температурного коэффициента реактивности от мощности реактора, определяющие область ксеноновой устойчивости реактора для различных значений времени обмена нейтронными потоками между реакторами. Вначале подъем кривой связан с дестабилизирующим влиянием роста концентрации ксенона за счет радиоактивного распада йода, далее оказывается стабилизирующее влияние температурного эффекта реактивности. Заметим, что если время обмена нейтронными потоками между реакторами окажется порядка времени жизни поколения мгновенных нейтронов, то ксеноновых колебаний вообще не возникнет.

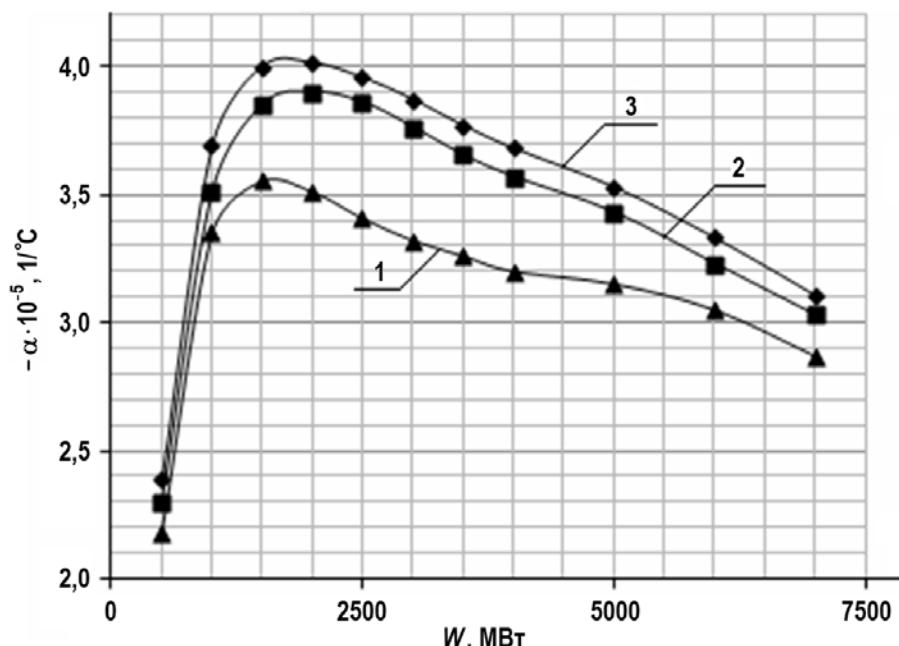


Рис. 1. Зависимость температурного коэффициента реактивности от мощности реактора, определяющая область ксеноновой устойчивости реактора: 1 – время обмена нейтронными потоками $\tau_{об} = 0,001$ с; 2 – $\tau_{об} = 0,01$ с; 3 – $\tau_{об} = 0,1$ с

В заключение данного исследования проводится сравнение результатов численных экспериментов с результатами натурных испытаний и результатами теоретического исследования ксеноновой устойчивости реактора в рамках теории возмущений. Так, для использованных условий моделирования бросок мощности половины реактора в ходе переходного процесса составлял 200 МВт, перегрев тепловыделяю-

щих элементов 27 градусов, наибольшее значение оффсета 17,8%, период колебаний 27,7 часа и постоянная времени затухания 52,5 часов. Эти результаты удовлетворительно согласуются с экспериментальными данными, полученными в натурных экспериментах на действующих реакторных установках [9]. Подавление ксеноновой неустойчивости реактора за счет мощностного эффекта реактивности, рассчитанного в рамках теории возмущений, также удовлетворительно согласуется с соответствующим температурным эффектом, определенным из приведенной выше модели [10].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В настоящее время программа «вуз-предприятие» реализуется в нашем вузе для студентов специальности 141403.65 «Атомные станции: проектирование, эксплуатация и инжиниринг». Ежегодный прием по данному направлению подготовки составляет 40 человек. Разработанные нами и описанные выше компьютерные технологии внедрены в целом ряде учебных дисциплин, а также являются основой для учебно-исследовательских и дипломных работ студентов. Доля дисциплин профессионального цикла, в которых используется математическое и имитационное моделирование, достигает более 35%. В отдельных курсах, таких как «Кинетика ядерных реакторов», «Реакторные измерения», «Режимы работы и эксплуатация ЯЭУ», «Испытание и наладка оборудования АЭС», количество часов, предусматривающих применение моделирования, составляет до 90% в структуре этих дисциплин.

Таким образом, наш опыт по применению компьютерных технологий в рамках совместной программы с Калининской АЭС «вуз-предприятие» дает положительный эффект в подготовке будущих специалистов для АЭС. В результате, по отзывам руководителей соответствующих подразделений, сроки адаптации наших выпускников сокращаются в полтора – два раза по сравнению с общепринятыми.

Литература

1. Журавлева В.С. Организация практики на Калининской АЭС: проект «8 семестр» / Тезисы докладов IX Международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». – М.: 2014. – С. 251 – 252.
2. Коровин Ю.А., Тихоненко А.В. Современные компьютерные технологии в подготовке специалистов ядерно-энергетического профиля и научных исследованиях // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – №2. – С. 188-193.
3. Наумов В.И., Смирнов В.Е. Моделирование нестационарных и аварийных процессов в ядерных энергетических установках: лабораторный практикум. – М.: МИФИ, 2007. – 104 с.
4. Кряквин Л.В. Сборник программ для расчета кинетики и динамики ядерного реактора
Доступно на сайте
<http://www.exponenta.ru/educat/systemat/kryakvin/index.asp>. Дата обращения: 01.06.2015.
5. Семенов В.К. Кинетика ядерных реакторов: методические материалы для проведения компьютерного лабораторного практикума. – Иваново: ИГЭУ, 2013. – 52 с.
6. Свидетельство № 2014618789. Программный комплекс симуляции переходных процессов в ядерных реакторах: свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ / В.К. Семенов, М.А. Вольман. Ивановский государственный энергетический университет. - № 2014616344, заявл. 02.07.2014; зарегистр. 28.08.2014.
7. Семенов В.К., Вольман М.А. Реакторные измерения: методические материалы для проведения компьютерного лабораторного практикума. – Иваново: ИГЭУ, 2014. – 80 с.
8. Вольман М.А. Пуск и останов энергоблока ВВЭР-1000: методические материалы для проведения лабораторного практикума. – Иваново: ИГЭУ, 2014. – 60 с.
9. Крайнов Ю.А., Духовенский А.С., Астахов С.А. Обзор экспериментов исследования аксиальных ксеноновых колебаний в активной зоне реактора ВВЭР-1000 // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. – 1987. – Вып. 1. – С. 36–37.

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

10. Семенов В.К., Вольман М.А. К вопросу о ксеноновых колебаниях в ядерном реакторе // Вестник ИГЭУ. – 2015. – Вып. 2. – С. 15–20.

Поступила в редакцию 12.05.2014 г.

Авторы

Семёнов Владимир Константинович, профессор, доктор техн. наук
E-mail: semenov_vk@mail.ru

Вольман Мария Андреевна, ассистент
E-mail: maria_volman@mail.ru

Журавлëва Виктория Сергеевна, начальник учебно-методического отдела
E-mail: juravleva@knpp.ru

UDC 621.039.37

EXPERIENCE OF COMPUTER TECHNOLOGY USAGE WITHIN UNIVERSITY TRAINING FOR FUTURE SPECIALISTS OF NUCLEAR POWER PLANTS UNDER THE «UNIVERSITY-ENTERPRISE» PROGRAM

Semenov V.K.*, Volman M.A.*, Zhuravlyova V.S.**

* Ivanovo State Power Engineering University.

34, Rabfakovskaya st., Ivanovo, 153003 Russia

** Kalinin NPP, branch of JSC «Concern Rosenergoatom».

Kalinin NPP, Udomlya, Tver' reg., 171843 Russia

ABSTRACT

The article deals with the aspects of training program for future specialists of nuclear power plants. This program is realized at NPP Department of Ivanovo State Power University and Kalinin NPP. The usage of computer and simulation modeling at the university and the program «8-th term» are the main components of this concept. In the context of the «8-th term» students study at the training unit of the station. They get practical skills in the workshops and pass the exams. Computer modeling is used for numerical experiments on the kinetics of nuclear reactors in Mathcad. The complex of programs and methodological support for simulation of transients in nuclear reactors are designed. The mathematical model for determining the xenon stability in a nuclear reactor is described in detail. The numerical experiments on modeling of xenon oscillations in a nuclear reactor are carried out. The simulation results agree with the results of pilot experiments. Simulation modeling of the technological processes is carried out on the computer and full-scale simulator of WWER-1000. The programs and methodological support for the simulation on the computer and full-scale simulator of neutron-physical reactor measurements and the start-up - shutdown process are designed too. A thorough knowledge of physical experiment techniques during university study is one of the most urgent tasks in training for future specialists. The training complex contributes to form professional thinking. Also it is an effective means of personal forming for the future specialist. The proposed approach allows reducing the adaptation terms for graduates in their workplaces.

Key words: NPP, WWER, training of personnel, mathematical modeling, numerical experiments, computer and full-scale simulators, xenon oscillations, xenon stability in a nuclear reactor.

REFERENCES

1. Zhuravleva V.S. Organizaciya praktiki na Kalininskoo AES: proekt «8 semestr» [Organization of practice at Kalinin NPP: “8-th semester” project]. Tezisy dokladov IX Mezhdunarodnoj nauchno-tehnicheskoy konferencii «Bezopasnost’, effektivnost’ i ekonomika atomnoj energetiki». Moscow, 2014, pp. 251–252 (in Russian).
2. Korovin Yu.A., Tikhonenko A.V. Sovremennye komp'yuternye tehnologii v podgotovke specialistov yaderno-energeticheskogo profilya i nauchnyh issledovaniyah [Modern computer technologies in research and training for nuclear energy specialists]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2011, no. 2, pp. 188–193.
3. Naumov V.I., Smirnov V.E. Modelirovaniye nestacionarnykh avarijnnykh processov v yadernykh energeticheskikh ustankakh: laboratornyj praktikum [Simulation of transient and emergency processes in nuclear reactors: computer training]. Moscow, MIFI Publ., 2007. 104 p. (in Russian).
4. Kryakvin L.V. Sbornik programm dlya raschёta kinetiki i dinamiki yadernogo reaktora (Collection of programs for calculation of the kinetics and dynamics of nuclear reactor) Available at: <http://www.exponenta.ru/educat/systemat/kryakvin/index.asp>. (accessed 1 Jun. 2015).
5. Semenov V.K. Kinetika yadernyh reaktorov: metodicheskie materialy dlya provedeniya komp'yuternogo laboratornogo praktikuma [Kinetics of nuclear reactors: methodical materials for computer training]. Ivanovo, IGEU Publ., 2013. 52 p. (in Russian).
6. Semenov V.K., Vol'man M.A. Programmnij kompleks simulyacii perehodnyh processov v yadernyh reaktorah [Program complex of transient simulation in nuclear reactors]. Svidetel'stvo № 2014618789, 2014 (in Russian).
7. Semenov V.K., Vol'man M.A. Reaktornye izmereniya: metodicheskie materialy dlya provedeniya komp'yuternogo laboratornogo praktikuma [Reactor dimensions: methodical materials for computer training]. Ivanovo, IGEU Publ., 2014. 80 p. (in Russian).
8. Vol'man M.A. Pusk i ostanov energobloka VVER-1000: metodicheskie materialy dlya provedeniya laboratornogo praktikuma [Start-up and shutdown of WWER-1000: methodical materials for laboratory training]. Ivanovo, IGEU Publ., 2014. 60 p. (in Russian).
9. Kraynov Yu.A., Dukhovenskiy A.S., Astakhov S.A. Obzor eksperimentov issledovaniya aksial'nyh ksenonovyh kolebanij v aktivnoj zone reaktora VVER-1000 [The review of an axial xenon oscillations research in the core of VVER-1000]. VANT, Ser. Fizika i tekhnika yadernyh reaktorov, iss. 1, 1987, pp. 36–37.
10. Semenov V.K., Vol'man M.A. K voprosu o ksenonovyh kolebaniyah v yadernom reaktore [About xenon oscillations in nuclear reactor]. *Vestnik IGEU*. 2015, iss. 2, pp. 15–20 (in Russian).

Authors

Semyonov Vladimir Konstantinovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: semenov_vk@mail.ru

Vol'man Mariya Andreevna, Assistant

E-mail: maria_volman@mail.ru

Zhuravlyova Victoria Sergeevna, Head of Educational-Methodical Department

E-mail: juravleva@knpp.ru

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА ВК-300 НА МОДЕЛИ ОДНОЧНОЙ ТЯГОВОЙ ТРУБЫ

Н.П. Сердунь, А.А. Игнатенко, Г.С. Котиков

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



Представлены экспериментальные исследования теплогидравлических характеристик реактора ВК-300 на модели одиночной тяговой трубы при давлении 3,4 МПа, различных расходах и относительных энталпиях на входе в модель от -0,05 до 0,2.

Методика проведения экспериментов включает в себя создание циркуляции пароводяной смеси заданного расхода и относительной энталпии через рабочий участок при давлении 3,3 – 3,4 МПа; измерение теплогидравлических параметров на характеристиках, представляющих практический интерес, подъемных и опускных участках контура.

Подтверждены конструктивные решения, обеспечивающие работоспособность реакторной установки, и представления о теплогидравлических характеристиках контура естественной циркуляции, используемых при ее расчетах. Показано, что во всем исследованном диапазоне значений относительной энталпии существуют дисперсно-кольцевой либо кольцевой режимы течения пароводяной смеси в тяговой трубе, обеспечивающие существенную сепарацию ($K_{\text{sep}} = 0,4$) пароводяной смеси на кромке тяговых труб и в разделительной камере. Перфорация в верхней части тяговых труб позволяет увеличить коэффициент сепарации на первой ступени и создает более благоприятные условия сепарации на второй ступени.

Измеренные значения истинного объемного паросодержания в смесительной камере и тяговой трубе удовлетворительно согласуются с расчетами по методике З.Л. Миропольского и коду RELAP и могут использоваться для верификации кодов расчета теплогидравлических характеристик ВК-300. Показана возможность попадания пара в кольцевую щель, моделирующую межтрубное пространство, и его проникновение на вход активной зоны. Необходимы дополнительные исследования этого эффекта для его гарантированного исключения и разработки противоаварийных процедур.

Ключевые слова: ядерный реактор, естественная циркуляция, сепарация пароводяной смеси, структура пароводяной смеси, истинное объемное паросодержание.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

ВК-300 является более мощным вариантом реактора ВК-50 и представляет интерес для строительства районных АТЭЦ как источник тепловой и электрической энергии. Это корпусной кипящий реактор с интегральной компоновкой оборудования, внутрикорпус-

© Н.П. Сердунь, А.А. Игнатенко, Г.С. Котиков, 2015

ной сепарацией пара и одноконтурной схемой. Контур включает в себя активную зону (А3), тяговые трубы, сепарационные устройства. Подъемная часть контура состоит из активной зоны и тягового участка. В А3 вода частично испаряется и через выходную решетку поступает в смесительную камеру, предназначенную для выравнивания паро-содержания в ее объеме, поступающего из тепловыделяющих сборок с различным тепловыделением. Пройдя тяговый участок, смесь поступает в разделительную камеру, которая является первой ступенью разделения фаз. Часть потока поднимается в сепарационные устройства, где происходит основной процесс разделения фаз на насыщенный пар с влажностью до 0,1% по массе и воду с небольшим содержанием пара. Вторая часть потока – вода из разделительной камеры – поступает в опускную часть контура естественной циркуляции, где смешивается с водой, отсепарированной на сепарационных устройствах, и питательной водой.

Конструктором реактора заложен коэффициент сепарации на первой ступени $K = 0,3$. Это обусловлено тем, что на второй ступени сепарации K не должен превышать 0,6 – 0,7. Вихревые центробежные сепараторы могут обеспечить и более высокий коэффициент сепарации, но это требует соответствующих потерь напора, величина которых не может быть обеспечена движущим напором естественной циркуляции. Однако $K = 0,3$ на срезе трубы и разделительной камере может быть обеспечен только при дисперсно-кольцевом или кольцевом режимах течения двухфазной смеси, а такие режимы могут быть достигнуты при относительной энталпии более 0,19. Подтвердить или опровергнуть возможность сепарации пароводяной смеси с таким K в данных геометрических и теплогидравлических условиях является первой задачей этой работы.

Вода, отсепарированная на первой ступени, может захватывать пар и доставлять его вплоть до активной зоны, оказывая влияние на ее теплогидравлические и нейтронно-физические характеристики. Проверка этой возможности является второй задачей работы.

МОДЕЛЬ РЕАКТОРА. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ УСТАНОВКА. ПАРАМЕТРЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

Для исследования теплогидравлических параметров использовалась одиночная тяговая труба в качестве модели реактора [1]. Размеры рабочего участка выбраны по эквивалентным проходным сечениям тяговых труб, смесительной и разделительной камер, приходящихся на одну тяговую трубу. В первом приближении коэффициент объемно-мощностного моделирования, равный отношению площадей проходного сечения перечисленных элементов контура натуры и модели, равнялся единице. Выбор такой модели обусловлен следующими соображениями. Тяговый участок реактора – это система тяговых труб, в которых протекают идентичные теплогидравлические процессы. Поэтому значения теплогидравлических параметров, полученные на одной трубе, могут быть распространены на остальные, а теплогидравлическую развертку различных тяговых труб можно учесть, проведя измерения при различных значениях относительной энталпии и расхода.

Высота натуры и модели от выходной решетки А3 до входа в осевые сепараторы (до погружного листа) также одинаковы.

Мощность, необходимая для получения номинального расхода пароводяной смеси на одну тяговую трубу $G = 80 \text{ т/ч}$ при значении относительной энталпии до $X = 0,2$, составляет примерно 30 МВт. Электрообогреваемых стендов такой мощности в распоряжении авторов не было, поэтому было принято решение использовать в качестве энергоисточника теплоэлектроцентраль, а пароводяную смесь нужного состава и расхода подготавливать в объемном смесителе из питательной воды котлов и перегретого пара из барабан-сепараторов.

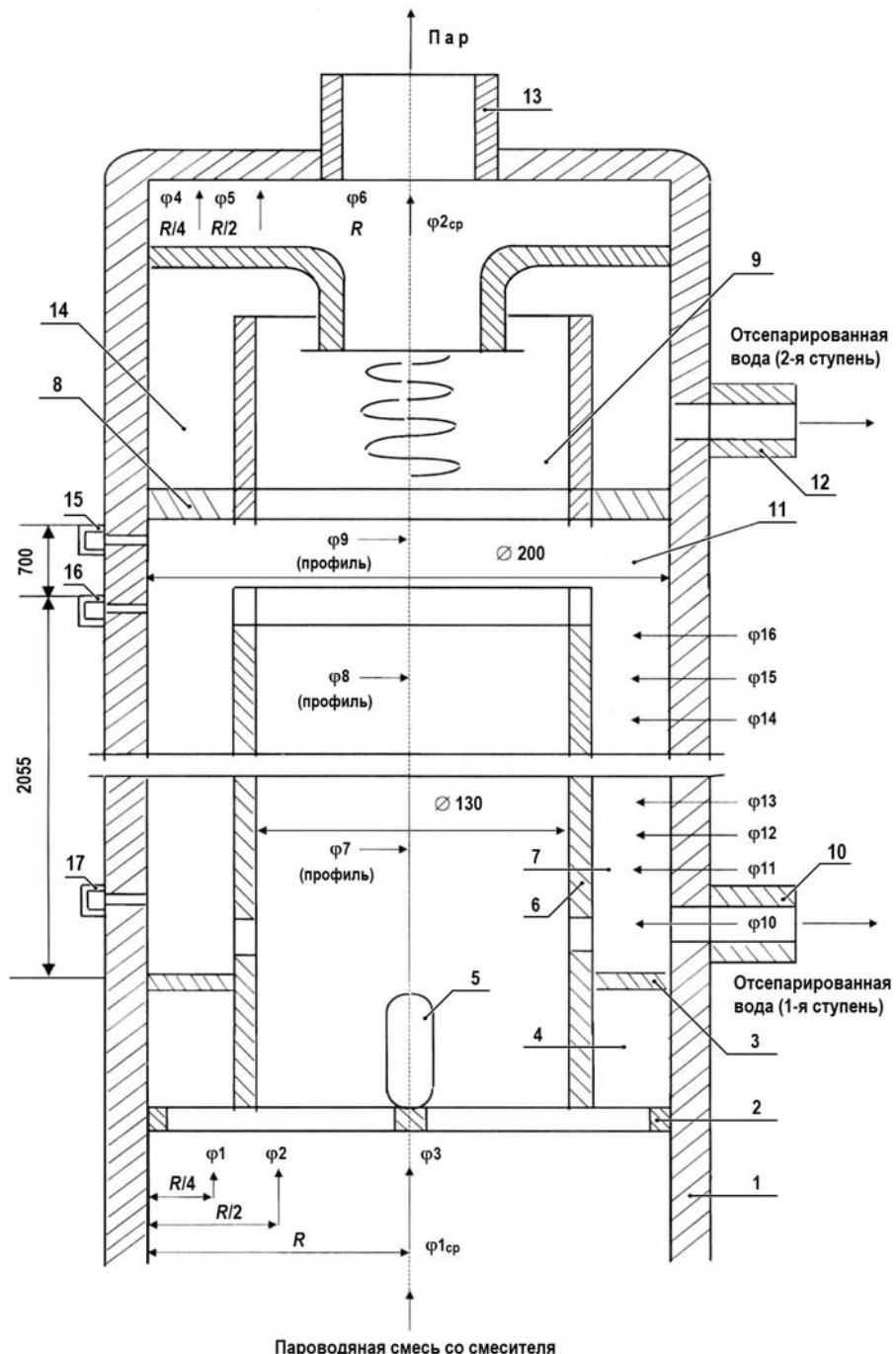


Рис. 1. Схема модели одиночной тяговой трубы и расположения измерительных датчиков (обозначения указаны в тексте)

Из конструктивных соображений для изготовления корпуса рабочего участка использовалась труба $\varnothing 219 \times 10$ мм, что при диаметре модели тяговой трубы $\varnothing 136 \times 3$ мм обеспечивало коэффициент объемно-мощностного моделирования $K_{\text{мод}} = 2,37$ для всех элементов контура циркуляции. Диаметр модели тяговой трубы был уменьшен с 200 до 130 мм, а ширина кольцевой щели, моделирующей долю проходного сечения, приходящего-

ся на одну тяговую трубу ЯЭУ, составила примерно 31 мм. Предполагается, что уменьшение диаметра тяговой трубы до 130 мм не повлияет на структуру потока. Для соответствия натуры и модели по теплогидравлическим характеристикам (ΔP , ϕ и др.) должно соблюдаться условие $K_{\text{мод}} = G_{\text{нат}}/G_{\text{мод}} = 2,37$ по всем элементам контура естественной циркуляции.

Конструкция рабочего участка показана на рис. 1. Основу рабочего участка составляет корпус 1, выполненный из трубы $\varnothing 219 \times 10$ мм, внутри которой расположены все конструктивные элементы. Теплоноситель (вода или пароводяная смесь) от смесителя через выходную решетку 2 поступает в смесительную камеру 4, ограниченную сверху глухим листом 3. На выходную решетку опирается тяговая труба 6. В выходной решетке выполнены три отверстия, поэтому часть теплоносителя попадает непосредственно внутрь тяговой трубы, а часть – в межтрубное пространство смесительной камеры 4, далее внутрь тяговой трубы через окна 5 в ее боковой поверхности. Этот узел полностью моделирует конструкцию натурного выходного участка. Длина тяговой трубы – 2,054 м. Пройдя тяговую трубу 6, пароводяная смесь попадает в разделительную камеру 11, частично сепарируется, и отсепарированная вода как более тяжелая фаза опускается в межтрубное пространство (кольцевую щель) 7 и через патрубок 10 уходит из рабочего участка. Оставшаяся пароводяная смесь подается в осевой сепаратор 9, пар через рассекатель поступает в паровой объем и через патрубок 13 уходит из рабочего участка. Отсепарированная вода уходит в межсепараторное пространство 14 и через патрубок 12 покидает рабочий участок. В процессе экспериментов на погружном листе 8 поддерживался уровень воды 200 – 300 мм (высота осевого сепаратора ≈ 600 мм.). Элементы схемы 15, 16 и 17 – камеры отбора давления для измерения перепада давления (потерь напора) на соответствующих участках тракта.

Таким образом, составные элементы рабочего участка от выходной решетки активной зоны 2 до погружного листа 8 адекватны или очень близки по конструкции к натурным и по высоте равны им. В этой части рабочий участок является полноразмерной однотрубной (по тяговому участку) моделью ВК-300. Выходная часть рабочего участка (от погружного листа 8 до патрубка 13) на данном этапе работы выполнена неадекватно натуре, поскольку это не влияет на характер теплогидравлических процессов.

Принципиальная гидравлическая схема экспериментального стенда (рис. 2) состоит из водяного контура и паровых линий.

Вода от напора циркуляционного насоса НЦ через расходомерную шайбу G_b и регулирующий вентиль ВР₁ поступает на смеситель СМ. Сюда же через запорный вентиль ВЗ₂ (расположен на отводе станционного парового коллектора), расходомерную шайбу G_p и регулирующий вентиль ВР₄ поступает пар при давлении $P \approx 3,2 - 3,4$ МПа и температуре 400 – 430°C. Образовавшаяся в смесителе пароводяная смесь поступает в рабочий участок МО. Отсепарированная на тяговой трубе и в смесительной камере вода при температуре насыщения через патрубок поступает в холодильник ТО и через расходомерную шайбу G_{sep} и регулирующий вентиль ВР₂ в смесительный узел УС и далее на вход циркуляционного насоса. Отсепарированная на осевых сепараторах вода через патрубок и уровнемерный бачок БУ поступает на смесительный узел УС, смешивается с водой, отсепарированной на первой ступени, и подается на вход циркуляционного насоса. Отсепарированный пар через патрубок, регулирующий вентиль ВР₃ и запорный вентиль ВЗ₃ поступает либо на выброс в атмосферу, либо к потребителям ТЭЦ. Следует отметить, что водяная линия (кольцевая щель – водяной выходной патрубок – холодильник ТО и т.д. до смесительного узла) представляет собой модель опускного контура реактора по первой ступени сепарации. Вторая водяная линия (водяной патрубок – БУ и т.д. до смесительного узла) представляет собой модель опускного контура реактора по второй ступени сепарации.

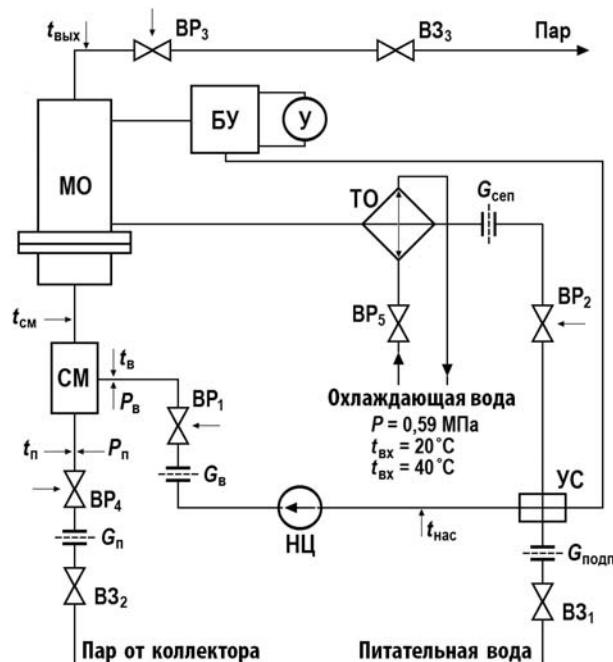


Рис. 2. Теплогидравлическая схема экспериментального стенда: МО – модель однотрубная; БУ – бачок уровнемерный; У – уровень воды на погружном листе; В3 – вентиль запорный; ВР – вентиль регулирующий; НЦ – насос циркуляционный; СМ – смеситель; ТО – теплообменник; УС – узел смесительный; Г – расходомер; Р – манометр

Методика проведения экспериментов заключалась

- в создании циркуляции пароводяной смеси заданного расхода и относительной энтальпии через рабочий участок при давлении 3,3 – 3,4 МПа;
- в измерении теплогидравлических параметров на характерных, представляющих практический интерес, подъемных и опускных участках контура.

Измерялись режимные и экспериментальные параметры.

Режимные параметры (рис. 2): t_b – температура воды на входе в смеситель; G_b – расход воды на входе в смеситель; P_b – давление воды на входе в смеситель; t_n – температура пара на входе в смеситель; G_n – расход пара на входе в смеситель; P_n – давление пара на входе в смеситель; t_{cm} – температура смеси после смесителя; $t_{вых}$ – температура теплоносителя на паровой сбросной трубе; $t_{нас}$ – температура на всасе циркуляционного насоса; $P_{сен}$ – давление на выходе из холодильника ТО; $G_{сен}$ – расход отсепарированной на первой ступени воды; $G_{подп}$ – расход подпиточной воды; Y – уровень воды на погружном листе.

Экспериментальные параметры (рис. 1): ϕ_{1cp} – среднее по сечению истинное объемное паросодержание на входе в тяговую трубу, измеряемое с помощью гребенки локальных зондов Φ_1, Φ_2, Φ_3 ; Φ_{2cp} – среднее по сечению истинное объемное паросодержание на выходе из рабочего участка, измеряемое с помощью гребенки Φ_4, Φ_5, Φ_6 ; Φ_7 – распределение истинного объемного паросодержания по сечению нижней части тяговой трубы; Φ_8 – распределение истинного объемного паросодержания по сечению верхней части тяговой трубы; Φ_9 – распределение истинного объемного паросодержания по сечению разделительной камеры на входе в осевой сепаратор; (параметры Φ_7 – Φ_9 изменились с помощью передвижных зондов).

Истинное объемное паросодержание по высоте кольцевой щели измерялось зондами $\Phi_{10} – \Phi_{16}$, рабочие элементы которых размещались на одной образующей.

Кроме того, измерялись потери давления на тяговой трубе, на кольцевой щели, на разделительной камере и на опускном участке.

Эксперименты проводились при следующих режимных параметрах. Расход пароводяной смеси на входе в рабочий участок: $G_{\text{см}} = G_{\text{см ном}} = 35 \text{ т/ч}$; $G_{\text{см}} = 0,5 G_{\text{см ном}}$; $G_{\text{см}} = 1,5 G_{\text{см ном}}$. Относительная энталпия на входе в рабочий участок: $X_{\text{вх}} = -0,05 - +0,2$ с шагом $\Delta X = 0,05$. Давление $P = 3,3 - 3,5 \text{ МПа}$ (обусловлено рабочим давлением пара котлов ТЭЦ). Анализ литературных данных [2 – 4] позволил сделать вывод о том, что структура пароводяного потока в тяговой трубе не зависит от давления в диапазоне $P = 3,0 - 7,0 \text{ МПа}$. Влияние давления на другие теплогидравлические параметры при пересчете опытных данных на реальное давление будет учтено зависимостью соответствующих теплофизических свойств.

Измерения температуры и перепада давления производились по общепринятым методикам.

Расходы воды на входе в смеситель и отсепарированной на первой ступени определялись по перепаду давления на дроссельных шайбах ($d_y = 55 \text{ мм}$ для G_w и $d_y = 36 \text{ мм}$ для $G_{\text{сеп}}$). Перепад давления на шайбах измерялся с помощью преобразователей «Сапфир-22ДД». Градуировочная зависимость для воды $G = f(\Delta P)$ определялась экспериментально на специальном сертифицированном проливочном стенде. Градуировочная зависимость $G = f(\Delta P)$ для пара рассчитывалась по нормативному методу [5]. Погрешность измерения расхода воды составила 2%, пара – 5%.

Для измерения истинного объемного паросодержания использовались кондуктометрические зонды, разработанные в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ».

Кондуктометрический метод основан на использовании различия электрических свойств воды и пара. Метод реализуется с помощью электроконтактного зонда сопротивления, представляющего собой два электрода, помещенные в конкретную точку объема исследуемой среды. К электродам приложена разность потенциалов. Паросодержание в конкретной точке объема в каждый момент времени может принимать только два значения: ноль либо единицу. Среднее за время τ локальное истинное объемное паросодержание определяется по формуле

$$\varphi = \sum_{i=1}^n \Delta \tau_i / \tau,$$

где τ – время измерения; $\Delta \tau_i$ – время непрерывного пребывания пара в чувствительном объеме датчика; n – количество паровых включений, прошедших через чувствительный объем датчика за время τ .

Анализ сигналов, полученных на датчике паросодержания, и их первичная обработка осуществлялись на вторичном приборе, разработанном в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ». Специальные метрологические и методические исследования показали, что относительная погрешность измерения локального истинного объемного паросодержания не превышает 12%.

Датчики температуры, перепада давления, давления и расхода заводились на электронный коммутатор Ф7078; их показания последовательно измерялись цифровым прибором Щ-300 и регистрировались на жестком диске персонального компьютера «Pentium-60», ПК-1.

Датчики паросодержания подключались к 16-канальному вторичному прибору, значения паросодержания измерялись с помощью персонального компьютера ПК-2 и регистрировались в единой таблице опытных данных на ПК-1. ПК-2 использовался также для управления вторичным прибором. Опрос датчиков, регистрация измеренных параметров и их первичная обработка проводились по специально разработанной программе. Скорость опроса для всех подпрограмм составила 5 точек/с.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Измерения в каждом стационарном режиме, характеризуемом набором режимных параметров $G_w, G_p, t_w, t_p, P_w, P_p$, определяющих значения относительной энталпии и ос-

тальных экспериментальных параметров, проводились от трех до 15-ти раз. Построение графиков и анализ полученных результатов проводились по усредненным значениям измеренных параметров. Анализ опытных данных показал, что отклонения каждого измеренного параметра в каждом измерении от его среднего значения лежат в пределах указанных выше погрешностей измерений.

Среднее по сечению истинное объемное паросодержание на входе в канал (тяговую трубу) измерялось с помощью гребенки из трех локальных датчиков паросодержания, а затем интегрировалось по площади проходного сечения канала. Следует отметить, что схема установки датчиков и, следовательно, система усреднения φ не являются абсолютно корректными. Датчики располагались под моделью выходной решетки активной зоны, в которой имелось три отверстия, через которые пароводяная смесь подавалась в модель смесительной камеры (частично в тяговую трубу, частично в кольцевую щель). Структура такого потока далеко не симметрична, т.е. для симметричного потока применима использованная методика усреднения φ . Для корректного измерения среднего значения φ_{1cp} необходимо либо существенно большее количество локальных датчиков в сечении, либо использование, по крайней мере, двух передвигающихся зондов, расположенных перпендикулярно друг другу в этом сечении. К сожалению, реализовать эту идею не удалось.

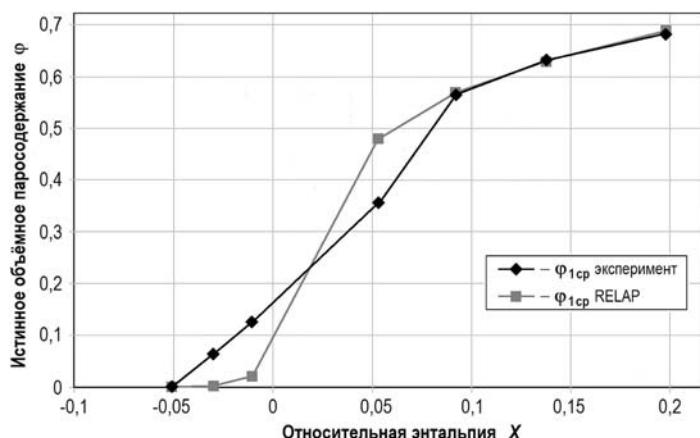


Рис. 3. Зависимость среднего по сечению истинного объемного паросодержания от относительной энталпии на входе в рабочий участок

На рисунке 3 приводится зависимость среднего по сечению истинного объемного паросодержания φ от относительной энталпии X на входе в тяговую трубу. Полученные результаты позволяют сделать некоторые выводы об истинном объемном паросодержании в каналах исследуемой геометрии. На графике кроме опытных данных показана зависимость $\varphi = f(X)$, рассчитанная по коду RELAP [6]. В области равновесного пароводяного потока ($X \leq 0,1$) экспериментальные и расчетные значения истинного объемного паросодержания совпадают. В области неравновесного пароводяного потока совпадение хуже. Однако, во-первых, необходимо учесть вышеизложенные соображения о погрешности измерения φ_{1cp} , а во-вторых, иметь в виду, что при точности определения X , равной 10 – 15%, такой разброс расчетных и экспериментальных данных может быть признан удовлетворительным.

Одним из важнейших параметров контура естественной циркуляции являются перепады давления (потери напора) на различных элементах контура. Полученные в работе результаты измерений полных перепадов давления использованы для верификации расчетных кодов TRAC, RELAP, POCA, применяемых для расчетов теплогидравлических характеристик реакторной установки ВК-300 (в данной работе не приводятся).

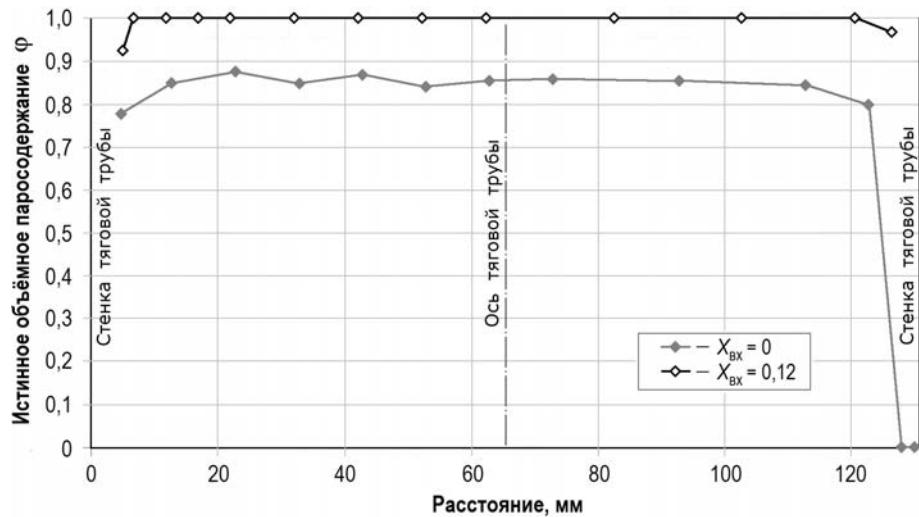


Рис. 4. Распределение истинного объемного паросодержания по сечению нижней части тяговой трубы при $G_{\text{см}} = 10 \text{ кг/с}$ и $X_{\text{вх}} = 0$ и $X_{\text{вх}} = 0,12$

На рисунке 4 показаны результаты измерений распределения истинного объемного паросодержания по сечению тяговой трубы при $G_{\text{см}} = 10 \text{ кг/с}$ и относительной энталпии на входе в тяговую трубу $X_{\text{вх}} = 0$ и $X_{\text{вх}} = 0,12$ соответственно.

Отметим некоторые особенности полученных результатов. Уже при значениях относительной энталпии на выходе из смесителя (модель активной зоны), близких к нулю, наблюдается дисперсно-кольцевой режим течения пароводяной смеси в тяговой трубе. Измеренные профили истинного объемного паросодержания симметричны (в пределах погрешности измерений). При $X = 0$ жидкая фаза течет тонкой (около 5 мм) пленкой по стенкам трубы, паровая фаза с диспергированными в ней каплями воды занимает остальное сечение тяговой трубы. При $X = 0,12$ влага в ядре потока отсутствует. Образуется кольцевой режим течения пароводяной смеси.

Усредненные по сечению нижней части тяговой трубы при $X = 0$ значения истинного объемного паросодержания составляют $\varphi_{7\text{ср}} = 0,72$, а в смесительной камере – $\varphi_{1\text{ср}} = 0,2$. Расчет по методике [7] для адиабатного пароводяного потока в предположении его неравновесности дает значение φ в тяговой трубе, равное 0,71, а в смесительной камере – 0,53. Очевидно, совпадение опытных и расчетных данных в тяговой трубе хорошее, а неудовлетворительное в камере смешения может быть обусловлено, с одной стороны, описанной выше некорректностью усреднения измеренных значений локального паросодержания $\varphi_1, \varphi_2, \varphi_3$, а с другой стороны, некорректностью учета неравновесности потока при расчете φ .

При $X = 0,12$ в условиях равновесного пароводяного потока совпадение опытных и расчетных данных хорошее. Измеренные значения среднего истинного паросодержания в смесительной камере и тяговой трубе составляют 0,53 и 0,88, а расчетные – 0,59 и 0,81 соответственно.

Специальный эксперимент был посвящен исследованию истинного объемного паросодержания в кольцевой щели (датчики $\varphi_{10} - \varphi_{16}$). Рабочие элементы датчиков располагались по вертикальной образующей щели (ширина щели – 30 мм). При этом датчик φ_{10} располагался практически на выходе из кольцевой щели (см. рис. 1), датчик φ_{16} – в 100 мм ниже среза тяговой трубы, а остальные датчики ($\varphi_{11} - \varphi_{15}$) – на равных расстояниях друг от друга по высоте кольцевой щели.

Измерения проводились следующим образом. Устанавливался исходный режим, близкий к натурному ($G = 9 \text{ кг/с}$, $X = 0,10$); ступенчатым открытием вентиля BP_2 (см. рис. 2)

моделировалось уменьшение гидравлического сопротивления опускной ветви первой ступени сепарации контура естественной циркуляции.

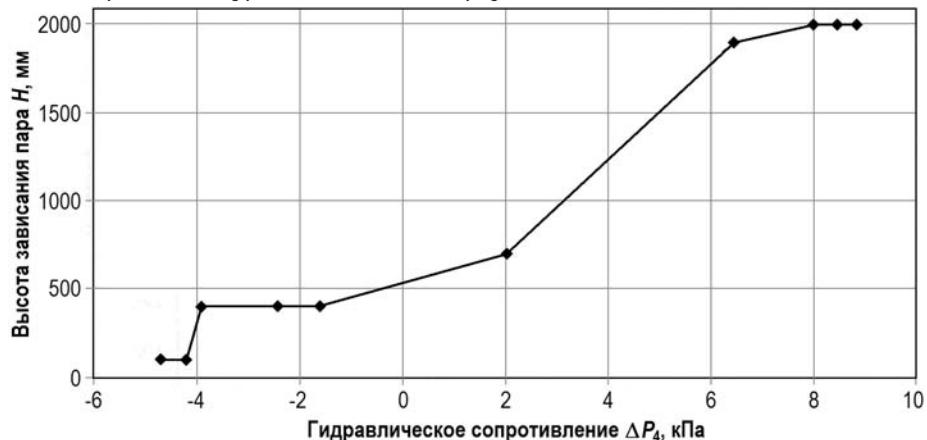


Рис. 5. Зависимость высоты зависания пара в кольцевой щели от гидравлического сопротивления тракта

Результаты измерений показаны на рис. 5 в координатах «высота зависания пара в кольцевой щели (уровень воды в кольцевой щели) H » – «полные потери напора на этом участке контура ΔP_4 ». Уровень воды в кольцевой щели определялся по измерениям истинного объемного паросодержания по ее высоте. Из рисунка следует, что в номинальных режимах по расходу и относительной энталпии при максимально закрытом вентиле (максимальном гидравлическом сопротивлении) вся кольцевая щель заполнена водой. По мере открытия вентиля BP_2 и уменьшении гидравлического сопротивления уровень воды в кольцевой щели понижается и при полностью открытом вентиле BP_2 (минимальном гидравлическом сопротивлении тракта) становится равным нулю. Это подтверждает возможность захвата пара потоком отсепарированной в разделительной камере воды и попадания его на вход в активную зону.

Таким образом, в принципе, при неправильном выборе гидравлического сопротивления опускной ветви этой части контура возможны, с одной стороны, запирание расхода и прекращение сепарации пароводяной смеси (слишком высокое гидравлическое сопротивление тракта), а с другой стороны, заброс пара на вход в активную зону (слишком низкое гидравлическое сопротивление тракта). Конструкторам и проектировщикам реактора необходимо учитывать это обстоятельство.

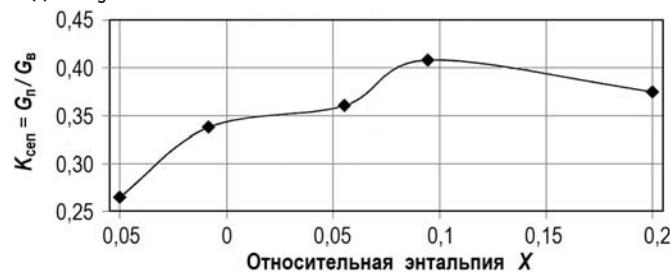


Рис. 6. Зависимость K_{sep} пароводяной смеси на первой ступени от относительной энталпии на входе в тяговую трубу

На рисунке 6 показана зависимость степени сепарации пароводяной смеси в смесительной камере от относительной энталпии на входе в тяговую трубу, имеющая максимум при $X = 0,1 - 0,11$ и номинальном расходе теплоносителя через тяговую трубу при $K_{\text{sep}} = 0,4$.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Исследован ряд теплогидравлических характеристик реактора ВК-300 на модели одиночной тяговой трубы для элементов контура естественной циркуляции.

Подтверждены ряд конструктивных решений, обеспечивающих работоспособность реактора, и представления о теплогидравлических характеристиках контура естественной циркуляции, используемых при расчетах реактора по различным кодам. В частности, показано, что во всем исследованном диапазоне значений относительной энталпии существует дисперсно-кольцевой либо кольцевой режимы течения пароводяной смеси в тяговой трубе, что обеспечивает существенную сепарацию пароводяной смеси на кромке тяговых труб и в разделительной камере ($K_{sep} = 0,4$). Этого вполне достаточно для достижения необходимой сепарации на осевых сепараторах (вторая ступень) в пределах движущего напора естественной циркуляции. Для увеличения коэффициента сепарации на тяговых трубах при такой структуре потока представляется целесообразным выполнить перфорацию в верхней части тяговых труб. Это увеличит коэффициент сепарации на первой ступени сепарации и создаст более благоприятные условия сепарации на второй ступени.

Измеренные значения истинного объемного паросодержания в смесительной камере и тяговой трубе удовлетворительно согласуются с рассчитанными по методике [7] и коду RELAP [6]. Они могут использоваться для верификации кодов, применяемых для расчета теплогидравлических характеристик реакторной установки ВК-300.

Показано, что возможно попадание пара в кольцевую щель, моделирующую межтрубное пространство, и его проникновение на вход в активную зону. Высота зависания пара на этом участке контура зависит от его гидравлического сопротивления. Необходимы дополнительные исследования этого эффекта при рабочем давлении установки (70 МПа) и различных расходах, моделирующих пусковые и переходные режимы для его гарантированного исключения, а также разработка противоаварийных процедур для обеспечения безопасности реакторной установки [8].

Литература

1. Калякин С.Г., Ремизов О.В., Сердунь Н.П., Климанова Ю.В. Структура пароводяного потока и особенности его сепарации в каналах большого диаметра. /Труды III Российской национальной конференции по тепломассообмену. Том 5. Москва, 2002 г.
2. Кутателадзе С.С., Стырикович М.А. Гидравлика газо-жидкостных систем. – М.-Л.: ГЭИ, 1958, 232 с.
3. Уолис Г. Одномерные двухфазные течения. – М.: МИР, 1972, 440 с.
4. Хьюит Дж., Холл-Тейлор Н. Кольцевые двухфазные течения. – М.: Энергия. 1974, 408 с.
5. ГОСТ 8.563.1-3-97. Измерение расхода и количества жидкостей и газов методом переменного перепада давления. Минск: – Изд-во стандартов. 1998, 46 с.
6. Idaho National Engineering Laboratory Lockheed Idaho Technologies Company Idaho Falls, Idaho 83415 "RELAP5/MOD3 CODE MANUAL VOLUME IV: MODELS AND CORRELATIONS".
7. Миропольский З.Л., Шнеерова Р.И., Карамышева А.И. Паросодержание при напорном движении пароводяной смеси с подводом тепла и в адиабатических условиях. //Теплоэнергетика, 1971. -№5. -С.46-51.
8. Шкаровский А.Н., Аксенов В.И., Колеватых А.П., Сердунь Н.П., Росляков А.А. Расчетно-техническое обоснование противоаварийных процедур АЭС с ВВЭР-1000. // Известия вузов. Ядерная энергетика.-2007.-№3.-С.54-64.

Поступила в редакцию 25.04.2015 г.

Авторы

Сердунь Николай Павлович, доцент, кандидат техн. наук

E-mail:snp@iate.obninsk.ru

Игнатенко Валерий Иванович, старший преподаватель

E-mail:snp@iate.obninsk.ru

Котиков Геннадий Сергеевич, старший преподаватель

E-mail:snp@iate.obninsk.ru

UDC 621.039.534.4

EXPERIMENTAL STUDY OF THERMAL AND HYDRAULIC CHARACTERISTICS OF VK-300 REACTOR IN SOLITARY UPTAKE TUBE MODEL

Serdun' N.P., Ignatenko V.I., Kotikov G.S.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering of the National Nuclear Research University «MEPHI».

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

Reactor VK-300 is more powerful than VK-50 and it is interesting for building regional nuclear heart and energy plant. VK-300 is boiling water reactor with integrated concept of equipment, in-vessel steam separation, single-loop steam cycle.

This article is concerned with realization of experimental works of thermohydraulic reactor characterization on the model of single draft tube under pressure 3.4 MPa, different discharge and relative enthalpy on the entry of the model from -0.05 to 0.2.

The routine of experiment is: a) creation of circulation of water-steam mixture with target discharge and relative enthalpy through the working unit under pressure 3.3 – 3.4 MPa; b) detection of thermohydraulic parameters of riser and down comer circuits which interesting for practice.

Executed experimental work confirmed the project design which provide the functional ability of reactor and thermohydraulic characteristics of natural circulation loop for reactors calculations with different codes. It is shown that in all range studied of the value of relative enthalpy there are annular-dispersed or droplet-dispersed flow of water-steam mixture in draft tube. It provides the significant separation on the axial separators (the second stage of separation) in the range of moving fall of natural circulation. For the increase of the coefficient in draft tubes in this structure of flow it makes most sense to do the perforation in the top of the draft tube. It will increase the coefficient of separation on the first stage of separation and create more favorable conditions for separation on the second stage.

Measured values of the steam volume fraction in the mixing chamber and the draft tube are in satisfactory agreement with values calculated by the Z.L. Miropol'skij method and code RELAP and can be used for verification accounting code, which used for calculation of thermohydraulic characterizations of VK-300.

It has been shown that it is possible ingress of steam into the ring slit, modeling inter tubular space and its penetration into the nuclear reactor core inlet. The cushion height of steam on this segment depends from its hydraulic resistance. It should be further study of this effect at the operating pressure of units (70 MPa) and various discharge simulating starting and transient modes, for its guaranteed exclusion, as well as the development of emergency response procedures to ensure the safety of the reactor.

Key words: Nuclear reactor, natural circulation, separation of steam-water mixture, steam-water flow pattern, steam volume fraction

REFERENCES

1. Kalyakin S.G., Remizov O.V., Klimanova Yu.V. Struktura parovodyanogo potoka i osobennostie separacii v kanalakh bol'shogo diametra. Trudy III Rossiiyskoj natsionalynoy konferentciy po teplomassoobmenu. Tom 5. Moskva. 2002 (in Russian).
2. Kutateladze S.S., Styrikovich M.A. Gidravlika gazo-zhidkostnyx sistem. Moscow-Leningrad, GEI Publ., 1958. 232 p. (in Russian).
3. Uolis G. Odnomernye dvuhfaznye techeniya. Moscow, Mir Publ., 1972. 440 p. (in Russian).

4. Hiyit G., Xoll-Teilor H. Kol'cevye dvuhfaznye techeniya. Moscow, Energiya Publ., 1974. 408 p. (in Russian).
5. GOST 8.563.1-3-97. Izmerenie rashoda i kolichestva zhidkostej i gazov metodom peremennogo perepada davleniya. Minsk, Izdatel'stvo standartov Publ., 1998. 46 p. (in Russian).
6. Idaho National Engineering Laboratory Lockheed Idaho Technologies Company Idaho Falls, Idaho 83415 "RELAP5/MOD3 CODEMANUAL VOLUME IV: MODELS AND CORRELATIONS".
7. Miropol'skij Z.L., Shneerova R.I., Karamysheva A.I. Parosoderzhanie pri napornom dvizhenii parovodiyanoj smesi s podvodom tepla i v adiabaticheskikh usloviyah. *Teploenergetika*. 1971, no. 5, pp. 46-51 (in Russian).
8. Shkarovskiy A.N., Aksyonov V.I., Kolevatyh A.P., Serdun' N.P., Rosliyakov A.A. Raschyotno-tehnicheskoe obosnovanie protivoavariynyh procedur AES s VVER-1000. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2007, no. 3, pp. 54-64 (in Russian).

Authors

Serdun' Nikolaj Pavlovich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail:snp@iate.obninsk.ru

Ignatenko Valerij Ivanovich, Senior Lecturer
E-mail:snp@iate.obninsk.ru

Kotikov Gennadij Sergeevich, Senior Lecturer
E-mail:snp@iate.obninsk.ru

ВЛИЯНИЕ АКСИАЛЬНОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ ОТВС НА ЗНАЧЕНИЕ $K_{\text{эфф}}$ КОНТЕЙНЕРОВ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ

В.С. Внуков*, В.И. Куликов*, Л.И. Чкуасели***

* АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского.

249033 г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, д. 1,

*** АО «Атомпроект», 197183, г. Санкт-Петербург, ул. Савушкина, д. 82



Цель работы – определение минимально допустимых глубин выгорания топлива, позволяющих компоновать безопасные загрузки транспортного упаковочного комплекта ТУК-6 для транспортирования отработавшего топлива реакторов ВВЭР-440.

Ядерная безопасность загрузки считается доказанной, если $K_{\text{эфф}}$ не превышает безопасного значения в вероятных аварийных ситуациях, в частности, при изменении плотности воды в контейнере.

Для повышения точности расчетов необходима оценка влияния аксиального распределения глубины выгорания ОТВС на значение $K_{\text{эфф}}$ ТУК-6.

Представлены данные по сравнению влияния аксиального распределения выгорания ОТВС на значения $K_{\text{эфф}}$ для американского контейнера GBC-32 с отработавшим топливом PWR [1] и российского контейнера ТУК-6 с отработавшим топливом ВВЭР-440.

Рассмотрено большое количество аксиальных профилей выгорания различных сборок PWR и ВВЭР-440. Показано различие во влиянии аксиальной неравномерности выгорания на $K_{\text{эфф}}$, связанное с разной конструкцией контейнеров, наличием поглотителей нейтронов в контейнере GBC-32 и отсутствием их в контейнере ТУК-6.

Ключевые слова: глубина выгорания, ядерная безопасность, отработавшее топливо, контейнер, хранение, транспортирование, аксиальное распределение выгорания.

ВВЕДЕНИЕ

Ранее при обосновании ядерной безопасности контейнеров для отработавшего топлива АЭС принималось предположение, что топливо «свежее».

С введением в проекты АЭС ТВС с большим содержанием и загрузкой урана появились проблемы обоснования ядерной безопасности существующих контейнеров в предположении «свежего» топлива. Поэтому возникла концепция установления глубины выгорания, при которой или выше которой значение $K_{\text{эфф}}$ контейнера не превышает установленное правилами значение $K_{\text{эфф}}$, равное 0,95.

Для учета глубины выгорания необходимо решить ряд проблем: разработать приборы для контроля выгорания, оттестировать методы расчета $K_{\text{эфф}}$ с учетом выгорания, откорректировать сечения поглощения наиболее важных осколков деления, учесть не-

© В.С. Внуков, В.И. Куликов, Л.И. Чкуасели, 2015

равномерность выгорания.

В настоящее время эти проблемы находятся в состоянии исследования как в России, так и за рубежом.

Концепция установления предела выгорания благодаря выгоранию топлива в зарубежной литературе обозначается как «burnup credit». Уменьшение значения $K_{\text{эфф}}$ из-за выгорания топлива обусловлено уменьшением концентрации делящихся материалов и образованием актиноидных элементов и продуктов деления, которые поглощают нейтроны. Это уменьшение зависит от конструкции ТВС, глубины выгорания и других факторов. Важным элементом является аксиальное и радиальное распределение глубины выгорания в ТВС.

Радиальное распределение, как установлено расчетами, имеет малое влияние на $K_{\text{эфф}}$, а аксиальное распределение по высоте ТВС является важным компонентом в анализе влияния глубины выгорания на $K_{\text{эфф}}$ контейнера или хранилища отработавшего топлива.

Аксиальная неравномерность выгорания характеризуется изменением глубины выгорания топлива по высоте (длине) ОТВС из-за неравномерности потока нейтронов по высоте активной зоны реактора, в основном, вследствие торцевых утечек нейронов и изменения с высотой температуры и плотности замедлителя.

В системах с реальным аксиальным распределением выгорания области с максимальным значением $K_{\text{эфф}}$ находятся на концах ОТВС, поскольку там выгорание ниже, чем в центре сборки. Поэтому в системе формируется баланс между увеличением $K_{\text{эфф}}$ вследствие уменьшения выгорания на концах сборок и уменьшением $K_{\text{эфф}}$ вследствие увеличения выгорания в середине ОТВС и увеличения утечки на концах сборок.

Условия формирования баланса определяются, в основном,

- профилем аксиальной неравномерности (отношением выгорания на участках по высоте z сборки к среднему по ОТВС выгоранию – часто эту величину обозначают как k_z);
- геометрией и материальным составом системы из ОТВС;
- распределением замедлителя в системе.

Поэтому необходимые для анализа влияния аксиальной неравномерности на реактивность системы (ТУК, хранилище) расчеты $K_{\text{эфф}}$ должны проводиться в реальной геометрии и учитывать влияние изменения состояния замедлителя.

В работе приведены результаты наиболее полного цикла зарубежных исследований [1] влияния аксиального профиля выгорания на $K_{\text{эфф}}$ для ОТВС реакторов PWR, размещенных в двухцелевом контейнере GBC-32, а также исследований, проведенных авторами применительно к транспортированию ОТВС реакторов ВВЭР-440 в ТУК-6.

ОЦЕНКИ НЕРАВНОМЕРНОСТИ АКСИАЛЬНОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ ДЛЯ КОНТЕЙНЕРА GBC-32

В работе [1] было проанализировано большое количество различных профилей выгорания ОТВС реакторов PWR (~1700 сборок различных реакторов) и изучено их влияние на реактивность ТУК с помощью величины $\Delta K_{\text{эфф}}$, т.е. разницы между $K_{\text{эфф}}$ с учетом аксиального распределения и $K_{\text{эфф}}$ для равномерного распределения по высоте глубины выгорания для контейнера GBC-32.

$$\Delta K_{\text{эфф}} = K_{\text{эфф}}^{\text{неравн}} - K_{\text{эфф}}^{\text{равн}}. \quad (1)$$

Результаты расчетов, приведенных в [1], показывают, что для ОТВС реакторов PWR, размещенных в ТУК GBC-32, предположение равномерного среднего профиля аксиального выгорания является консервативным до выгорания 15 ГВт·сут/т и неконсервативным при увеличении выгорания при плотности воды 1 г/см³.

Степень неконсервативности зависит от первоначального обогащения, времени выдержки ОТВС и числа нуклидов, включенных в расчеты (например, присутствие осколков деления).

На рисунке 1 показаны результаты расчетов $\Delta K_{\text{эфф}}$ для различного времени выдержки и наличия продуктов деления в ОТВС реакторов PWR.

При расчетах в число актиноидов были включены U-234, U-235, U-238, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Am-241.

В число осколков деления включены Mo-95, Tc-99, Ru-101, Rh-103, Ag-109, Cs-133, Sm-147, Sm-149, Sm-150, Sm-151, Sm-152, Nd-143, Nd-145, Eu-151, Gd-155.

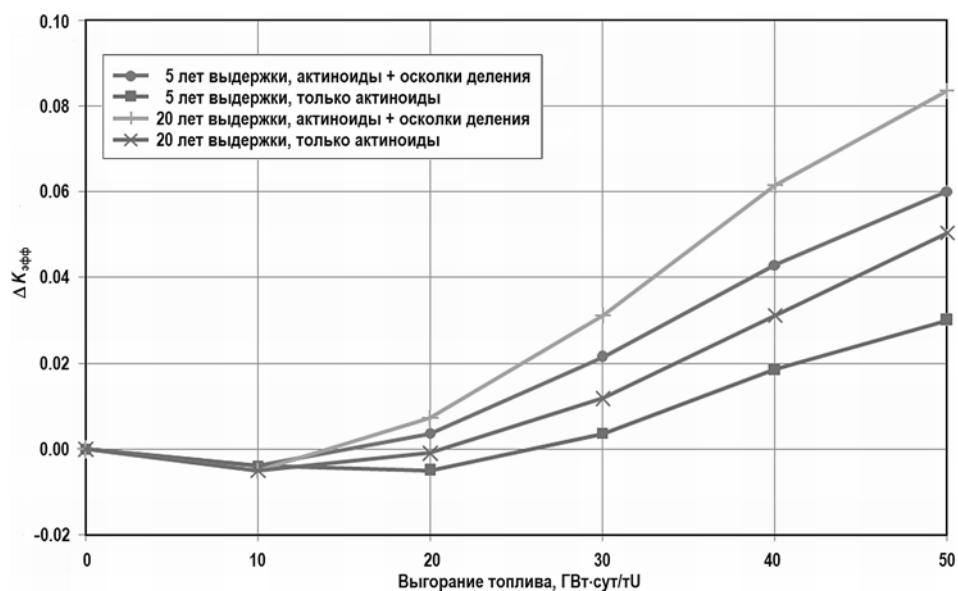


Рис. 1. Значения $K_{\text{эфф}}$ в зависимости от выгорания топлива при плотности воды 1 г/см³

Рисунок 2 иллюстрирует зависимость $\Delta K_{\text{эфф}}$ для трех различных профилей выгорания в отсутствие осколков деления.

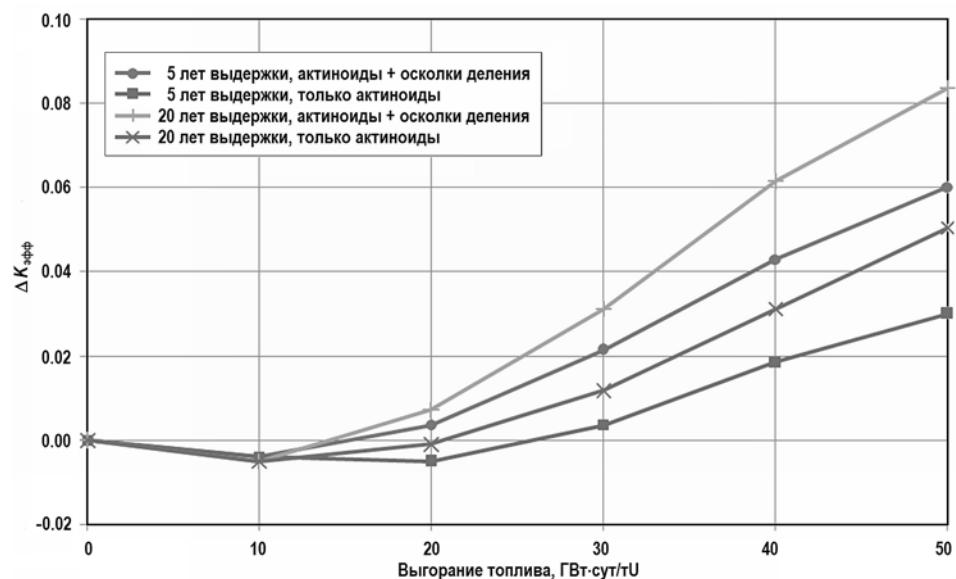


Рис. 2. Примеры эффектов аксиального выгорания для трех различных профилей выгорания топлива 4%-го обогащения при учете только актиноидных элементов

ОЦЕНКИ НЕРАВНОМЕРНОГО АКСИАЛЬНОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ ДЛЯ КОНТЕЙНЕРА ТУК-6

В работе проводился аналогичный анализ для контейнеров ТУК-6 с ОТВС реактора ВВЭР-440.

Контейнер ТУК-6 предназначен для транспортирования 30-ти ОТВС реакторов ВВЭР-440. Контейнер ТУК-6 не имеет поглотителей нейтронов, и максимальное значение $K_{\text{эфф}}$ достигается у него при плотности воды $\sim 0,3 \text{ г}/\text{см}^3$ в аварийных ситуациях.

Для оценки влияния профилей выгорания на реактивность ТУК необходимо определить подход, позволяющий из всего многообразия этих профилей определить как наиболее *характерные* профили, так и профили, обеспечивающие консервативный подход к анализу ядерной безопасности (обозначим их как *окаймляющие* или ограничивающие профили).

Анализ ядерной безопасности проводился для всех основных типов топливных сборок, использующихся на Кольской и Нововоронежской АЭС, причем отдельно рассматривались как рабочие кассеты (РК), так и ТВС АРК, поскольку известно [2], что последние имеют максимальные аксиальные неравномерности выгорания топлива.

Форма пространственного распределения выгорания существенным образом определяется величиной выгорания. Как правило, неравномерность больше на начальных этапах работы сборок, а с ростом глубины выгорания распределение «уплощается», приближаясь к равномерному. Поэтому каждый тип топливных сборок рассматривался в пяти группах по средним глубинам выгорания (ширина интервала приблизительно соответствует одной микрокампании топлива): до 15 ГВт·сут/т U; 15 – 25 ГВт·сут/т U; 25 – 35 ГВт·сут/т U; 35 – 45 ГВт·сут/т U; более 45 ГВт·сут/т U.

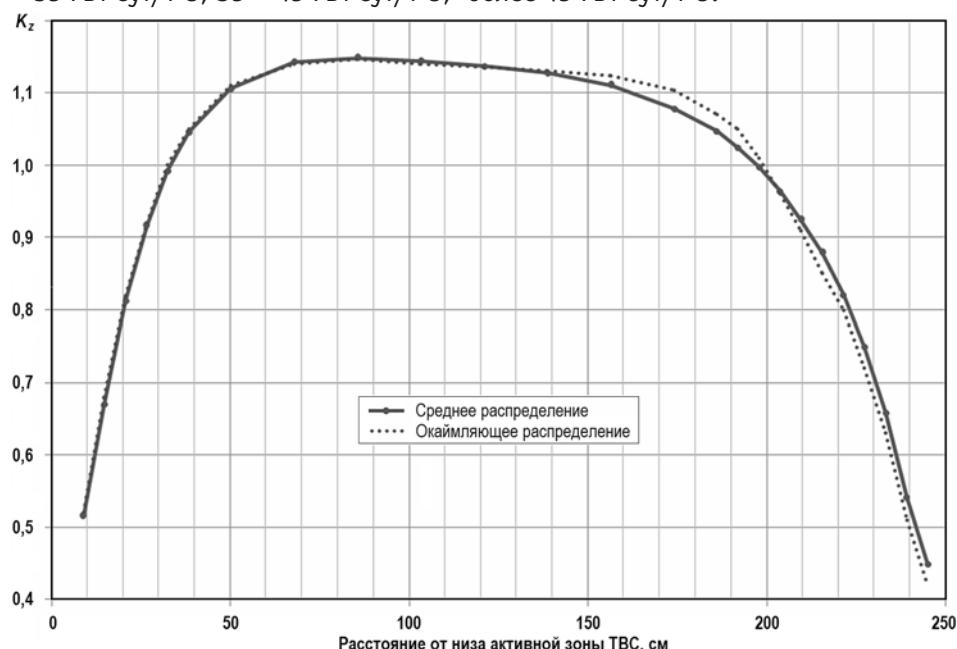


Рис. 3. Высотное распределение выгорания ОЯТ в РК с начальным обогащением 4,4% и средним по ОТВС выгоранием в интервале 25 – 35 ГВт·сут/т

Характерные профили определялись как средние для каждого типа РК или ТВС АРК в каждом интервале выгорания. *Окаймляющие* профили можно определить прямыми расчетами $K_{\text{эфф}}$ для каждого имевшегося профиля. Такой подход дает исчерпывающий результат, но при большом количестве выгруженных из реакторов ОТВС его трудно реализовать. *Окаймляющий* профиль определялся как профиль, обеспечивающий минимальное (относительно среднего) выгорание на концах активных зон среди всех рас-

сматриваемых в группе OTBC.

В работе использовались аксиальные неравномерности выгорания топлива, содержащиеся в базе данных Кольской АЭС «КАСКАД» [3 – 5]. Проведен анализ профилей более 20000 выгруженных OTBC ВВЭР-440.

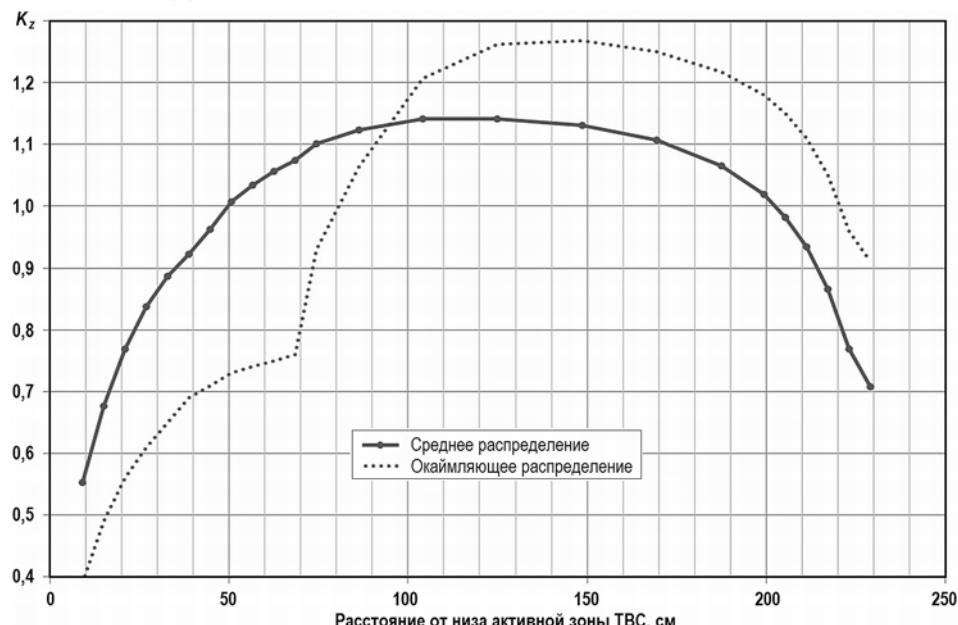


Рис. 4. Высотное распределение (профиль) выгорания ОЯТ в ТВС АРК с начальным обогащением 3,6% со средним по OTBC выгоранием в интервале 25–35 ГВт·сут/т

На Кольской АЭС используются оптимальные режимы выгорания топлива, вследствие чего средние и окаймляющие профили при выгорании рабочих кассет (РК) практически мало отличаются во всех группах выгорания.

На рисунках 3, 4 приведены соответствующие примеры аксиальных распределений для ТВС РК и ТВС АРК.

Расчеты $K_{\text{эфф}}$ проводились с помощью аттестованного программного комплекса MMKFK-2 [6] и с использованием следующих основных актинидов: U-235, U-236, U-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241 и Pu-242 («Actinide-OnlyBurnupCredit»).

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Результаты расчетов величин $\Delta K_{\text{эфф}}$ (конечный эффект), согласно соотношению (1), для отдельных типов рассмотренных РК и ТВС АРК приведены на рис. 5, 6 и в табл. 1, 2. Расчеты проводились для глубин выгорания, соответствующих серединам определенных выше энергетических интервалов. При этом осколки деления не учитывались.

На рисунках 5, 6 приняты следующие обозначения графиков зависимости $K_{\text{эфф}}$ от различных высотных распределений средних по OTBC величин выгорания топлива

- 1 – среднее распределение (профиля) при выгорании 10 ГВт·сут/т;
- 2 – окаймляющее распределение среднего выгорания 10 ГВт·сут/т;
- 3 – равномерное распределение среднего выгорания 10 ГВт·сут/т;
- 4 – среднее распределение (профиля) при выгорании 20 ГВт·сут/т;
- 5 – окаймляющее распределение среднего выгорания 20 ГВт·сут/т;
- 6 – равномерное распределение среднего выгорания 20 ГВт·сут/т;
- 7 – среднее распределение (профиля) при выгорании 30 ГВт·сут/т;
- 8 – окаймляющее распределение среднего выгорания 30 ГВт·сут/т;
- 9 – равномерное распределения среднего выгорания 30 ГВт·сут/т;

10 – среднее распределение (профиля) при выгорании 40 ГВт·сут/т;
 11 – окаймляющее распределение среднего выгорания 40 ГВт·сут/т;
 12 – равномерное распределение среднего выгорания 40 ГВт·сут/т.

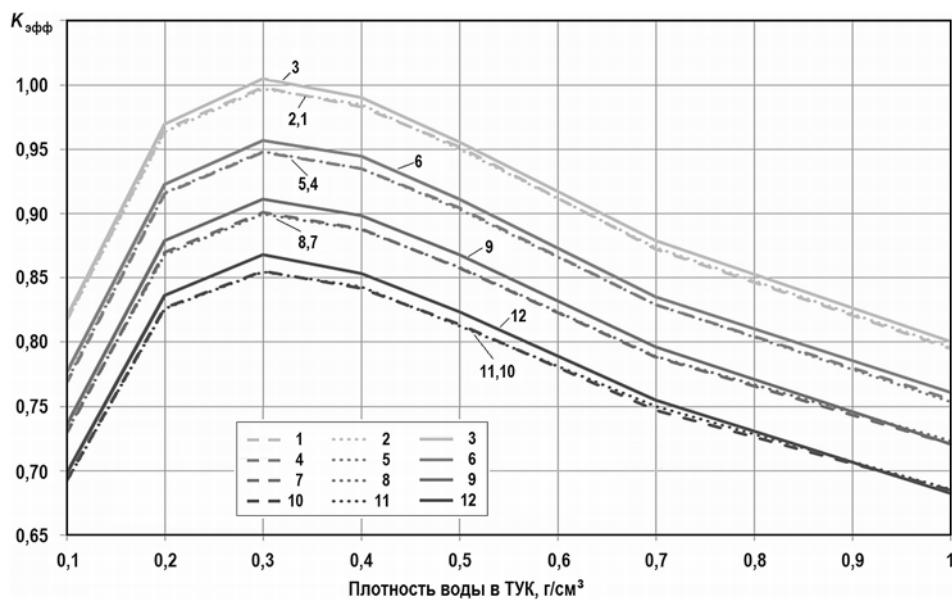


Рис. 5. Зависимость $K_{\text{эфф}}$ ТУК-6, загруженного ОТВС ВВЭР-440 (РК) с 3,6%-ным начальным обогащением и выгоранием 10, 20, 30 и 40 ГВт·сут/т, от плотности воды в контейнере и для различных профилей выгорания ОЯТ по длине ОТВС (обозначения графиков см. в тексте)

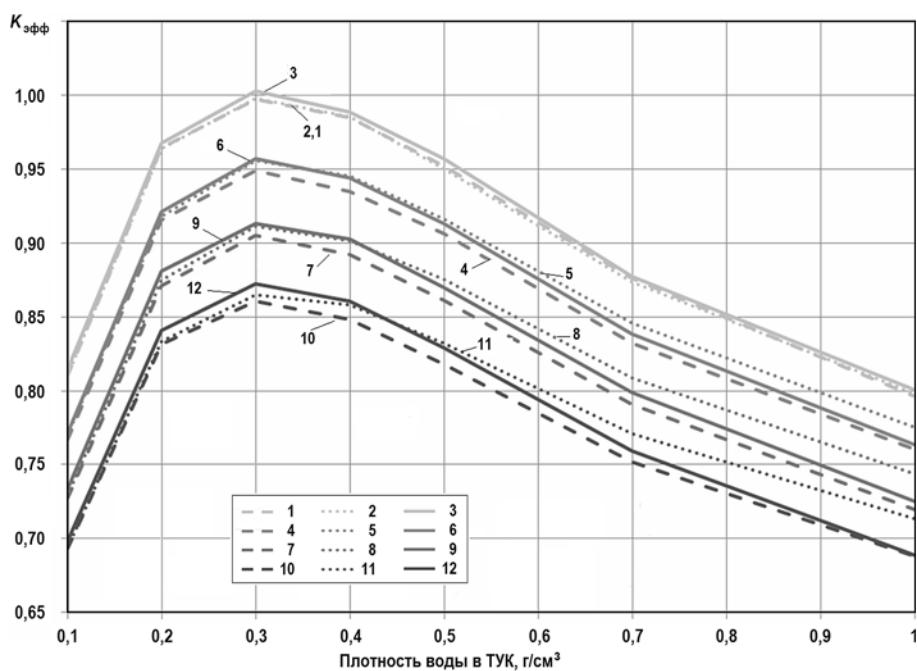


Рис. 6. Зависимость $K_{\text{эфф}}$ ТУК-6, загруженного ОТВС ВВЭР-440 (ТВС АРК) с 3,6%-ным начальным обогащением и выгоранием 10, 20, 30 и 40 ГВт·сут/т, от плотности воды в контейнере и для различных профилей выгорания ОЯТ по длине ОТВС (обозначения графиков см. в тексте)

Анализ результатов расчетов показал, что для всех типов рабочих кассет ВВЭР-440 (РК) практически во всем интервале изменения плотности воды в ТУК-6 равномерное

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

распределение выгорания топлива по длине ОТВС позволяет получить консервативную оценку величины $K_{\text{эфф}}$ ТУК. Исключение может составить узкая область плотностей воды в районе $1 \text{ г}/\text{см}^3$. Аналогичный вывод можно сделать и для средних (характерных) по выгрузке профилей выгорания ОЯТ ТВС АРК.

Таблица 1

Величина $\Delta K_{\text{эфф}}$ для ТУК-6, загруженного ОТВС ВВЭР-440 (РК) с 3,6%-ным начальным обогащением и средним выгоранием 10, 20, 30 и 40 ГВт·сут/т в зависимости от плотности воды в контейнере и степени аксиальной неравномерности выгорания ОЯТ

Плотность воды, $\text{г}/\text{см}^3$	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.7	1
Среднее распределение – 10 ГВт·сут/т	-0.002	-0.004	-0.007	-0.007	-0.004	-0.007	-0.006
Окаймляющее – 10 ГВт·сут/т	-0.003	-0.006	-0.008	-0.005	-0.006	-0.006	-0.005
Среднее распределение – 20 ГВт·сут/т	-0.008	-0.007	-0.009	-0.010	-0.007	-0.006	-0.006
Окаймляющее – 20 ГВт·сут/т	-0.006	-0.006	-0.009	-0.010	-0.008	-0.006	-0.007
Среднее распределение – 30 ГВт·сут/т	-0.006	-0.009	-0.011	-0.011	-0.011	-0.008	0.000
Окаймляющее – 30 ГВт·сут/т	-0.004	-0.011	-0.011	-0.011	-0.010	-0.007	0.002
Среднее распределение – 40 ГВт·сут/т	-0.005	-0.010	-0.013	-0.011	-0.010	-0.008	0.003
Окаймляющее – 40 ГВт·сут/т	-0.006	-0.010	-0.013	-0.010	-0.011	-0.005	0.003

Таблица 2

Величина $\Delta K_{\text{эфф}}$ для ТУК-6, загруженного ОТВС ВВЭР-440 (ТВС АРК) с 3,6%-ным начальным обогащением и средним выгоранием 10, 20, 30 и 40 ГВт·сут/т в зависимости от плотности воды в контейнере и степени аксиальной неравномерности выгорания ОЯТ

Плотность воды, $\text{г}/\text{см}^3$	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.7	1
Среднее распределение – 10 ГВт·сут/т	-0.004	-0.003	-0.006	-0.004	-0.005	-0.001	-0.004
Окаймляющее – 10 ГВт·сут/т	-0.004	-0.004	-0.005	-0.003	-0.007	-0.004	-0.003
Среднее распределение – 20 ГВт·сут/т	-0.005	-0.006	-0.008	-0.009	-0.007	-0.006	-0.003
Окаймляющее – 20 ГВт·сут/т	-0.001	-0.003	-0.001	0.000	0.003	0.008	0.012
Среднее распределение – 30 ГВт·сут/т	-0.006	-0.010	-0.008	-0.010	-0.009	-0.008	-0.006
Окаймляющее – 30 ГВт·сут/т	-0.004	-0.006	-0.002	-0.001	0.005	0.010	0.018
Среднее распределение – 40 ГВт·сут/т	-0.005	-0.009	-0.012	-0.013	-0.011	-0.008	0.000
Окаймляющее – 40 ГВт·сут/т	-0.004	-0.007	-0.008	-0.003	0.003	0.012	0.025

Однако в случае использования окаймляющих распределений при обосновании транспортирования отработавших ТВС АРК значения $K_{\text{эфф}}$ могут быть больше соответствующих значений для равномерных распределений выгорания при плотностях воды в ТУК более $0,5 \text{ г}/\text{см}^3$.

Расчеты показывают, что максимальные значения $K_{\text{эфф}}$ ТУК достигаются при плотности воды в контейнере, равной $0,3 \text{ г}/\text{см}^3$. Для этого интервала плотностей воды равномерное распределение выгорания дает консервативную оценку $K_{\text{эфф}}$ и для ТВС АРК.

Таким образом, использование равномерного распределения выгорания топлива по высоте ОТВС позволяет получить консервативную оценку $K_{\text{эфф}}$ ТУК для всех типов сборок.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты расчетов по оценке влияния аксиального распределения глубины выгорания ОТВС на значение $K_{\text{эфф}}$, полученные в работе, показали, что эффект аксиального распределения глубины выгорания на $K_{\text{эфф}}$ контейнеров зависит не только от степени неравномерности глубины выгорания, но и от конструкции контейнера. ТУК-6 не имеет поглотителей нейтронов, поэтому при уменьшении плотности воды значение $K_{\text{эфф}}$ увеличивается и достигает максимума при плотности воды $0,3 \text{ г}/\text{см}^3$. $\Delta K_{\text{эфф}}$, характеризующее влияние неравномерности выгорания по высоте на $K_{\text{эфф}}$, становится отрицательным в области плотностей воды от $0,1$ до $0,9 \text{ г}/\text{см}^3$. Таким образом, модель равномерного распределения выгорания топлива по длине ОТВС позволяет получить консервативную оценку величины $K_{\text{эфф}}$ ТУК-6 для глубины выгорания до $40 \text{ ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}$ в нормальных условиях и аварийных ситуациях.

Контейнер GBC-32 имеет поглотители нейтронов. Максимальное значение $K_{\text{эфф}}$ наблюдается при плотности воды $1 \text{ г}/\text{см}^3$, при которой $\Delta K_{\text{эфф}}$ благодаря аксиальному распределению выгорания может достигать положительного значения, равного $0,1$ при выгорании $50 \text{ ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}$. Поэтому в расчетах $K_{\text{эфф}}$ необходимо учитывать неравномерность распределения глубины выгорания.

Авторы благодарят рецензента и ответственного секретаря редакции за ценные замечания, позволившие улучшить качество работы.

Литература

1. Wagner J.C., DeHart M.D., Parks C.V. Recommendations for Addressing Axial Burnup in PWR Burnup Credit Analyses. NUREG/CR-6801. ORNL. 2003 г.
2. Hegyi G. Influence of the Axial Burnup Credit Application in VVER System. ICNC-99. France. 1999. Р. 1654.
3. Аттестационный паспорт программного средства. Название программного средства БИПР-7А (Версия 1.5). Регистрационный номер паспорта аттестации ПС № 241. Дата выдачи 23.09.2008 г. Разработчик – РНЦ «Курчатовский институт».
4. Аттестационный паспорт программного средства. Название программного средства ПЕР-МАК-А (Версия 1.5). Регистрационный номер паспорта аттестации ПС № 240. Дата выдачи 23.09.2008 г. Разработчик – РНЦ «Курчатовский институт».
5. Аттестационный паспорт программного средства. Название программного средства ТВС-РАД (Версия 1.0). Регистрационный номер паспорта аттестации ПС № 282. Дата выдачи 09.12.2010 г. Разработчик – РНЦ «Курчатовский институт».
6. Полевой В.Б., Тарасова О.Б. Базовый пакет комплекса программ MMKFK-2 для расчета методом Монте-Карло задач переноса нейтрона в физике реакторов. Аттестационный паспорт ПС № 134. РНЦ «Курчатовский институт». 2001 г.

Поступила в редакцию 26.02.2015 г.

Авторы

Внуков Виктор Сергеевич, ведущий научный сотрудник, кандидат техн. наук.

E-mail: vsviridov@ippe.ru

Куликов Владимир Иванович, главный специалист отдела, кандидат техн. наук.

E-mail:vkulikov@givnpiet.ru

Чкуасели Лидия Иосифовна, научный сотрудник

E-mail: vsviridov@ippe.ru

UDC 611.036.546.3

THE INFLUENCE OF AXIAL-BURNUP DISTRIBUTION ON K_{eff} FOR CASKS WITH SPENT FUEL

Vnukov V.S. *, Kulikov V.I. **, Chkuaseli L.I. *

* State Scientific Center of Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering. 1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

** Scientific Research and Design Institute for Energy Technologies ATOMPROEKT. 82, Savuchkina st., St-Petersburg, 197183 Russia.

ABSTRACT

This article presents axial burnup data and evaluates the effects of axial-burnup on K_{eff} for american cask GBC-32 storage and transportation spent fuel PWR and russian cask TUK-6 spent fuel VVER-440. The concept of taking credit for the reduction in reactivity due to fuel burnup is commonly referred to as «burnup credit». The reduction in reactivity that occurs with fuel burnup is due to the change concentration of fissile nuclides and the production of actinide and fissile-product neutron absorbers. This reduction reactivity is dependent upon the axial and horizontal variation of burnup. The horizontal variation of burnup has been investigated elsewhere and shown to have a relatively minor in part on neutron multiplication in a typical burnup credit. In contrast, the axial burnup profile has a significant impact on reactivity and therefore is an important of a burnup credit safety analysis. Great number axial profiles different assemblies PWR and VVER-440 was performed to evaluate. The difference in the neutron multiplication factor (K_{eff}) between a calculation of axial-burnup distribution and a calculation that assumes uniform axial-burnup has become known as end effect (ΔK).

Cask GBC-32 have neutron absorbers. Cask TUK-6 have not neutron absorbers. The end effect increases with burnup and becomes positive at burnup higher 20 Gwd/MTU.

ΔK becomes negative for burnup from 10 to 40 Gwd/MTU for cask TUK-6 in water density from 0.1 to 0.9 g/cm³. This conclusion is possible used in nuclear safety analysis TUK-6 in normal and accident situation.

Key words: burnup, nuclear safety, spent fuel, cask, storage, transportation, axial-burnup, distribution.

REFERENCES

1. Wagner J.C., DeHart M.D., Parks C.V. Recommendations for Addressing Axial Burnup in PWR Burnup Credit Analyses. NUREG/CR-6801. ORNL. 2003г.
2. Hegyi G. Influence of the Axial Burnup Credit Application in VVER System. ICNC-99. France. 1999. p. 1654.
3. Attestacionnyj pasport programmnogo sredstva. Nazvanie programmnogo sredstva: BIPR-7A (Versiya 1.5). Registracionnyj nomer pasporta attestacii PC: № 241. Data vydachi 23.09.2008. Razrabotchik: RNC «Kurchatovskiyiinstitut»(in Russian).
4. Attestacionnyj pasport programmnogo sredstva. Nazvanie programmnogo sredstva: PERMAK-A (Versiya 1.5). Registracionnyj nomer pasporta attestacii PC: № 240. Data vydachi 23.09.2008. Razrabotchik: RNC «Kurchatovskiyiinstitut»(in Russian).
5. Attestacionnyj pasport programmnogo sredstva. Nazvanie programmnogo sredstva: TWC-RAD (Versiya 1.0). Registracionnyj nomer pasporta attestacii PC: № 282. Data vydachi 09.12.2010. Razrabotchik: NIC «Kurchatovskiyiinstitut».
6. Polevoi V.B., Tarasova O.B. Bazovyj paket kompleksa programm MMKFK-2 dlya raschyota metodom Monte-Karla zadach perenosa neitronovv fizike reactorov. Attestacionnyj passport PS No. 134. RNC «Kurchatovskiyiinstitut»(in Russian).

Authors

Vnukov Viktor Sergeevich, Leading Researcher E-mail: vsviridov@ippe.ru

Kulikov Vladimir Ivanovich, Chief Specialist E-mail: vkulikov@givnippet.ru

Chkuaseli Lidiya Iosifovna, Scientific Worker E-mail: vsviridov@ippe.ru

УТОЧНЕНИЕ ВЕЛИЧИНЫ НАТРИЕВОГО ПУСТОТНОГО ЭФФЕКТА РЕАКТИВНОСТИ В БЫСТРЫХ НАТРИЕВЫХ РЕАКТОРАХ С ПОМОЩЬЮ ПРОГРАММ МОНТЕ-КАРЛО

П.А. Маслов, В.И. Матвеев, И.В. Малышева

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского.

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



Для обеспечения безопасности быстрого натриевого реактора в проектных авариях типа ULOF необходимо иметь близкое к нулю значение натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР), зависящее от глубины выгорания топлива – чем больше выгорание, тем больше эффект. Проведен анализ ограничений глубины выгорания топлива в активной зоне реактора большой мощности с точки зрения НПЭР безопасности.

Для исследований выбрана модель активной зоны быстрого натриевого реактора большой мощности с воспроизводящими экранами. Рассмотрены два вида топлива – уран-плутониевое оксидное и уран-плутониевое нитридное. Рассмотрен переходный режим работы реактора от стартового состояния до установившегося режима перегрузок, в котором активная зона проходит последовательно разные стадии выгорания топлива. Расчеты значений максимального и среднего выгораний, а также соответствующих им величин натриевого пустотного эффекта проводились с использованием гомогенного представления модели по программам TRIGEX и MMKKE0, использующей транспортное приближение (метод Монте-Карло) и детальное гетерогенное описание внутренней структуры ТВС и стержней СУЗ. Полученные результаты для оксидного топлива показывают, что начиная с конца второй МК (максимальное выгорание ~ 8% т.а.) уточненное значение натриевого пустотного эффекта реактивности превышает в два раза его принятое допустимое значение ($0,3\% \Delta k/k$). Для нитридного топлива это превышение начинается с конца третьей МК (максимальное выгорание ~ 8,75% т.а.), однако оно существенно ниже по сравнению с оксидным топливом.

Ключевые слова: быстрый реактор, МОХ-топливо, нитридное топливо, натриевый пустотный эффект реактивности, максимальное выгорание, переходный режим, безопасность.

ВВЕДЕНИЕ

После Чернобыльской аварии был выпущен новый вариант правил ядерной безопасности – ПБЯ РУ АС-89, в котором для реакторов БН появилось новое требование – коэффициенты реактивности по температуре и удельному объему теплоносителя должны быть отрицательны при нарушениях нормальной эксплуатации и в проектных авариях. В предельном случае, когда удельный объем теплоносителя станет равным нулю, возникший эффект реактивности стал обозначаться как натриевый пустотный эффект ре-

© П.А. Маслов, В.И. Матвеев, И.В. Малышева, 2015

активности (НПЭР). Под этим термином стала пониматься реактивность при удалении натрия из активной зоны и прилегающих экранных слоев – боковой и торцевой зон воспроизведения. Для выполнения этого требования было найдено техническое решение в ГНЦ РФ-ФЭИ и ОКБМ в конце 1980-х гг. за счет новой компоновки активной зоны, содержащей натриевую полость над активной зоной в виде пустых чехлов ТВС. На основе оптимизационных исследований, а затем и моделирования такой конструкции на БФС было показано, что в таком реакторе можно соблюсти даже более жесткое требование – получить близкое к нулю значение НПЭР, интегрального по высоте всех ТВС, включающих в себя активную зону, натриевую полость и верхний борный защитный слой, т.е. без зон воспроизведения. Был разработан технический проект такой активной зоны для реактора БН-800 [1]. В настоящее время такое решение используется и в перспективных быстрых натриевых реакторах большой мощности. Исследования безопасности активной зоны показали, что одну из самых тяжелых аварий, возникающей при остановке циркуляционных насосов первого и второго контуров (ULOF-авария), реактор проходит без расплавления активной зоны даже при полном отказе всех активных и пассивных систем защиты [2].

В расчетных исследованиях постулируется допустимое значение величины НПЭР, не превышающее $+0,3\% \Delta k/k$. Все основные расчетные исследования в области физики быстрых реакторов в настоящее время проводятся с использованием диффузионных программ, однако для расчета ряда важных характеристик, в первую очередь, НПЭР, требуется использование более точных методов решения уравнения переноса нейтронов. Одним из таких методов является метод Монте-Карло, позволяющий наиболее точно воспроизводить достаточно сложную гетерогенную структуру современных проектов активных зон быстрых реакторов. В ФЭИ для этих целей используется программа MMKKE0 [3], позволяющая достаточно эффективно проводить расчеты по уточнению физических характеристик проектируемых быстрых реакторов [4]. Предварительные оценки НПЭР, выполненные с использованием этой программы, показали заметное превышение численных значений этой величины по сравнению с диффузионным расчетом по программе TRIGEX.

Известно, что значение величины НПЭР зависит от количества осколков деления в активной зоне – чем больше осколков, тем значение НПЭР более положительно [9]. Поэтому можно ожидать, что при некотором выгорании значение НПЭР будет выше его допустимого значения и, следовательно, возникнет проблема ограничения глубины выгорания.

ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПО УТОЧНЕНИЮ ЗНАЧЕНИЯ НПЭР С ПОМОЩЬЮ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫХ ПРОГРАММ МОНТЕ-КАРЛО ДЛЯ РЕАКТОРА ТИПА БН-1200

Ранее была проведена оценка значения НПЭР полученного с использованием программы MMKKE0 по сравнению с диффузионной программой TRIGEX для реактора типа БН-1200. Помимо базовой модели активной зоны высотой 85 см рассматривались несколько вариантов с аксиальной воспроизводящей прослойкой из обедненного урана. Воспроизводящая прослойка вводилась в активную зону с целью оптимизации таких параметров реактора, как НПЭР и запас реактивности [5]. Варианты с прослойкой отличаются ее смещением относительно центра активной зоны.

В расчетах использовалась модель активной зоны реактора в среднем стационарном состоянии. Для расчетов по программе MMKKE0 кроме гомогенной была подготовлена и гетерогенная модель с детальным описанием внутренней структуры ТВС и РО СУЗ. Результаты расчетов (табл. 1) показывают следующее.

1. Для варианта без прослойки отличие расчета НПЭР по MMKKE0 от расчета по TRIGEX составляет $+0,4\% \Delta k/k$.

2. Для вариантов с аксиальной прослойкой аналогичное отличие составляет 0,2 – 0,3% $\Delta k/k$. При этом расчеты НПЭР по программе TRIGEX в ряде вариантов уже превышают допустимое значение НПЭР ~ 0,3% $\Delta k/k$.

Таблица 1

Результаты расчетов НПЭР различных вариантов активной зоны реактора типа БН-1200 по программам TRIGEX и MMKKENO

Высота активной зоны (АЗ), см	100						85						
№ варианта	1		2		3			4					
Число ТВС без прослойки на краю АЗ	66					–							
Δh прослойки, см	20					–							
Смещение прослойки, см	0		–5		–9		–						
Расчетная программа (A – TRIGEX, B – MMKKENO)	A	B		A	B		A	B					
		HOM	HET		HOM	HET		HOM	HET				
НПЭР в конце МК (АЗ, концевики, На-полость, борный экран), % $\Delta k/k$	0.70	1.17	0.91	0.45	1.00	0.72	0.24	0.81	0.56				
								0.18	0.85				
									0.58				

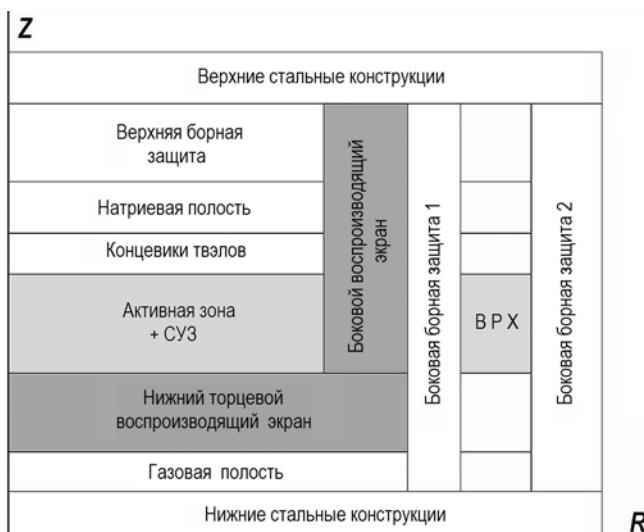


Рис. 1. Модель активной зоны в R-Z-геометрии

УТОЧНЕННЫЕ РАСЧЕТЫ ЗНАЧЕНИЯ НПЭР И ЗАПАСА РЕАКТИВНОСТИ НА ВЫГОРАНИЕ В РЕАКТОРЕ ТИПА БН-1200

Основная задача исследования связана с анализом ограничений глубины выгорания топлива с точки зрения безопасности. Был рассмотрен переходный режим работы реактора типа БН-1200 от стартового состояния до установившегося режима перегрузок, в котором активная

зона проходит последовательно разные стадии выгорания топлива.

Для исследований была выбрана базовая модель активной зоны с воспроизводящими экранами, в которой используется два вида топлива – оксид или нитрид. Геометрические параметры активной зоны для разного вида топлива были одинаковые, варианты отличались топливом и глубиной выгорания. Основные начальные параметры приведены в табл. 2. На рисунке 1 дана иллюстрация модели активной зоны в R-Z-геометрии.

В таблице 3 приведены физические параметры базовых вариантов рассматриваемых моделей, рассчитанных для среднестационарного состояния активной зоны в установившемся режиме перегрузок.

Таблица 2

Основные характеристики активной зоны

Тепловая мощность, МВт	2800	
Длительность микрокампании, эфф. сут	330	
Вид топлива	(U-Pu)O ₂	(U-Pu)N
Длительность кампании, эфф. сут:		
центральные – 282 ТВС активной зоны	5×330	4×330
предпоследний ряд – 66 ТВС активной зоны	6×330	5×330
последний ряд – 84 ТВС активной зоны	7×330	6×330
Количество ТВС в активной зоне, шт.	432	
Количество ТВС бокового воспроизводящего экрана, шт.	174	
Размер «под ключ» и толщина стенки чехла ТВС, мм	181×3,5	
Количество твэлов, шт.	271	
Диаметр и толщина оболочки твэла, мм	9,3×0,6	
Эффективная плотность топлива в твэле, г/см ³	9,2	11,5
Материал зон воспроизведения	UO ₂	UN
Эффективная плотность воспроизводящего материала, г/см ³	9,5	12,5
Высота активной зоны, мм	850	
Высота натриевой полости, мм	380	

МЕТОДОЛОГИЯ РАСЧЕТНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

1. Переходный режим от стартовой активной зоны до установившегося режима перегрузок моделировался следующим образом: после первой микрокампании 1/5 часть ТВС с МОХ-топливом (или 1/4 часть с нитридным топливом) активной зоны выгружалась в ВРХ и заменялась на свежие тепловыделяющие сборки. Аналогичная процедура повторялась для каждой последующей микрокампании.

2. После четвертой перегрузки (в начале пятой микрокампании) активная зона с МОХ-топливом должна состоять из пяти разных по выгоранию типов ТВС и соответствовать установившемуся режиму перегрузок. Для нитридной зоны установившийся процесс начинается после третьей перегрузки, когда в начале четвертой МК в активной зоне находятся четыре типа ТВС с разным временем выгорания. В этих исследованиях не учитывалось использование рефабрицированного после выдержки и химпереработки топлива.

3. Для каждой из рассматриваемых перегрузок определялось состояние «в конце микрокампании», для которого проводился расчет основных характеристик безопасности (НПЭР, запас реактивности на выгорание) сначала по TRIGEX, затем по ММККЕНО.

Таблица 3
Физические характеристики активной зоны, рассчитанные по программе TRIGEX

Вид топлива	(U-Pu)O ₂	(U-Pu)N
Обогащение загружаемого топлива, % т.а.	17,4	13,50
Максимальное выгорание топлива, % т.а.	17,26	11,2
Максимальная линейная мощность твэла, кВт/м	45,4	47,1*)
Изменение реактивности за МК, % Δk/k	1,85	0,43
НПЭР, % Δk/k	0,25	0,20
Коэффициент воспроизводства КВ/КВА	1,21 / 0,86	1,35 / 0,99
Эффективность системы СУЗ, % Δk/k	7,12	6,76

*) В нитриде большая, по сравнению с оксидом, неравномерность поля энерговыделения в ТВС

Физические расчеты по программе TRIGEX выполнялись с гомогенизованным представлением ТВС и стержней СУЗ в пределах гексагональной ячейки. Использовались библиотека констант БНАБ-93 и система их подготовки CONSYST.

Расчет выгорания проводился с помощью встроенного в TRIGEX модуля CARE, в котором учитываются практически все значимые цепочки ядерных превращений, связанные с захватом нейтронов и радиационным распадом изотопов ²³⁵U, ²³⁶U, ²³⁸U; ²³⁷Np, ²³⁹Np; ²³⁸Pu, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu, ²⁴²Pu; ²⁴¹Am, ^{242m}Am, ²⁴³Am; ²⁴²Cm, ²⁴³Cm, ²⁴⁴Cm, ²⁴⁵Cm. В качестве продукта деления всех указанных изотопов принят единый условный элемент – продукт деления ²³⁹Pu.

Для прецизионных расчетов характеристик активной зоны использовалась программа MMKKENO с транспортным приближением (метод Монте-Карло) и детальным (гетерогенным) описанием внутренней структуры ТВС и стержней СУЗ на основании библиотеки констант БНАБ-93 и системы их подготовки CONSYST.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

В таблицах 4, 5 приводятся результаты исследований для активных зон, работающих на МОХ-топливе и на нитридном топливе соответственно.

Таблица 4
Характеристики безопасности, рассчитанные по программе MMKKENO для активной зоны с МОХ-топливом

	Выгорание за МК, % т.а.		НПЭР, % Δk/k		Изменение реактивности, % Δk/k
	Максимальное	Среднее по активной зоне	TRIGEX начало/конец МК	MMKKENO (гомог./гетер.) конец МК	
0–1 МК	3,98	2.21	– 0,51 / – 0,21	0,51 / 0,27	– 1,48
1–2 МК	8,01	3.95	– 0,25 / – 0,03	0,68 / 0,47	– 1,65
2–3 МК	10,95	5.26	– 0,14 / 0,13	0,80 / 0,58	– 1,80
3–4 МК	14,83	6.16	– 0,01 / 0,22	0,87 / 0,70	– 1,85
4–5 МК	17,94	6.72	0,05 / 0,25	0,91 / 0,71	– 1,87
5–6 МК	19,02	6.91	0,04 / 0,27	0,92 / 0,69	– 1,85

Таблица 5

Характеристики безопасности, рассчитанные по программе ММККЕНО для активной зоны с нитридным топливом

	Выгорание за МК, % т.а.		НПЭР, % $\Delta k/k$		Изменение реактивности, % $\Delta k/k$
	Максимальное	Среднее по активной зоне	ТРИГЕКС начало/конец МК	ММККЕНО (гомог./гетер.) конец МК	
0–1 МК	3,03	1.67	– 0,37 / – 0,12	0,40 / 0,19	– 0,12
1–2 МК	5,98	2.93	– 0,18 / – 0,04	0,53 / 0,29	– 0,29
2–3 МК	8,75	3.77	– 0,08 / 0,12	0,61 / 0,38	– 0,39
3–4 МК	11,69	4.40	– 0,03 / 0,16	0,65 / 0,49	– 0,44
4–5 МК	11,67	4.28	– 0,02 / 0,17	0,67 / 0,47	– 0,42

Таблица 6

Изменение выгорания по микрокампаниям в % и в накопившихся продуктах деления

№ МК	1	2	3	4	5	6
МОХ-топливо						
Количество разделившихся изотопов за каждую МК, кг	921.32	905.82	894.38	885.88	879.76	875.92
Количество накопившихся осколков в топливе, кг	921.32	1647.41	2192.75	2566.66	2803.07	2882.87
Среднее выгорание	2.21%	3.95%	5.26%	6.16%	6.73%	6.92%
Нитрид						
Количество разделившихся изотопов за каждую МК, кг	928.80	916.51	908.19	902.65	899.59	–
Количество накопившихся осколков в топливе, кг	928.80	1631.77	2098.21	2335.73	2382.80	–

Следует отметить, что для определения среднего выгорания нет необходимости в расчете коэффициента неравномерности поля энерговыделения. Более простой путь связан с тем очевидным фактом, что в каждой микрокампании происходит деление одного и того же количества делящихся изотопов.

В таблице 6 представлены количества разделившихся изотопов с учетом перераспределения мощности между активной зоной и воспроизводящими экранами и накопившихся осколков в топливе после каждой микрокампании. Среднее выгорание определяется как отношение этих величин к полному весу тяжелых атомов.

При определении количества накопившихся осколков деления в топливе учитывается замещение при перегрузках части выгружаемого топлива на свежее, в котором отсутствуют продукты деления. Другая поправка, учитывающая уменьшение количества тяжелых ядер за счет образования продуктов деления, оказалась незначительной – примерно 0.1% от рассматриваемых величин.

Таблица 7

Перераспределение мощности по микрокампаниям для оксидного и нитридного топлива

№ МК	Вклад в мощность ($UPuO_2$)		Вклад в мощность (UN)	
	Активная зона	Зоны воспроизводства	Активная зона	Зоны воспроизводства
1	0.954	0.046	0.958	0.042
2	0.94	0.06	0.948	0.052
3	0.929	0.071	0.94	0.06
4	0.920	0.08	0.935	0.065
5	0.923	0.077	0.931	0.069
6	0.910	0.09	-	-

В таблице 7 приводятся расчетные величины перераспределения мощности между активной зоной и воспроизводящими экранами в зависимости о времени работы.

ВЫВОДЫ

Приведенные в табл. 4 результаты показывают, что для МОХ-топлива начиная с конца второй МК (максимальное выгорание $\sim 8\%$ т.а.) значение НПЭР, полученное по прецизионной программе MMKKENO, превышает в два раза его принятое допустимое значение.

Данные, приведенные в табл. 5, показывают, что для нитридного топлива превышение допустимого значения НПЭР начинается с конца третьей МК (максимальное выгорание примерно $8,75\%$ т.а.).

Общим выводом является необходимость ограничения максимальной глубины выгорания для обоих видов топлива (оксидного и нитридного) с точки зрения безопасности.

Приведенные в работе уточненные значения НПЭР содержат погрешность, связанную с неточностью использованных констант, что требует дополнительного анализа.

Литература

1. Matveev V.I., Chebescov A.N., Cerny V.A., Krivitski I.Yu., Kirushin A.I., Belov S.B., Vasiljev B.A. Studies, development and justification of core with zero sodium- void reactivity effect of the BN-800 reactor/International Topical Meeting, Obninsk, Russia, Oct. 3-7, 1994. Proceedings Volume 1. PP.1-45-1-59.
2. Поплавский В.М., Матвеев В.И., Елисеев И.А. и др. Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на технико-экономические характеристики и безопасность перспективного натриевого реактора // Атомная энергия. Т. 108, вып. 4, 2010. Стр. 230 – 235.
3. Блысаквака А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST - MMKKENO для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикаторами рассеяния в P_n -приближении: Препринт ГНЦ РФ-ФЭИ-2887, 2001.
4. Поплавский В.М., Цибуля А.М., Хомяков Ю.С. Активная зона и топливный цикл для перспективного быстрого натриевого реактора // Атомная энергия. Т. 108, вып. 4, 2010. Стр. 206 – 211.
5. Eliseev V.A., Malisheva I.V., Matveev V.I., Egorov A.V., Maslov P.A. Enhancement of the inherent self-protection of the fast sodium reactor cores with oxide fuel. // Global 2013, Salt Lake City, Utah. September 29-October 3, 2013. PP. 766-775.

6. Кочетков А.Л. Программа CARE – расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке: препринт ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ». -2431. - Обнинск, 1995.
7. Серегин А.С., Кислицина Т.С., Цибуля А.М. Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: препринт ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ». -2846. - Обнинск, 2000.
8. Елисеев В.А., Забудько Л.М., Малышева И.В., Матвеев В.И. Нитридное топливо для перспективного быстрого натриевого реактора типа БН-1200 // Атомная энергия. Т. 114, вып. 5, 2013.
9. Хаммел Г., Окрендт Д. Коэффициенты реактивности в больших энергетических реакторах на быстрых нейтронах. – М.: Атомиздат, 1975. 307 с.

Поступила в редакцию 09.12.2014 г.

Авторы

Маслов Павел Александрович, инженер-исследователь
E-mail: pmaslov@ippe.ru

Матвеев Вячеслав Иванович, ведущий научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук,
E-mail: matveev@ippe.ru

Малышева Ирина Викторовна, старший научный сотрудник
E-mail: imalyshева@ippe.ru

UDC 621.039.526

IMPROVEMENT THE VALUE OF SODIUM VOID REACTIVITY EFFECT OF THE FAST NEUTRON REACTOR BY THE INSTRUMENTALITY OF THE MONTE CARLO CODE

Maslov P.A., Matveev V.I., Malysheva I.V.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering n.a. A.I. Leypunsky. 1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

It is necessary to have value of sodium void reactivity effect (SVRE) around zero (no more than ~0.3%) for provide safety sodium fast reactor in ULOF type DBBA. In turn, the value of SVRE depends on the fuel burn-up – the more fuel burn-up, the greater the SVRE. The study provides the analysis of limitation fuel burn-up in the core of the big power reactor with a view to SVRE safety.

The model of the core sodium fast reactor with a big thermal power and with breeding blanket has been chosen for study. Two types of fuel have been considered – mixed oxide fuel and mixed nitride fuel.

The article considers transitional mode operation of the reactor from the start state to the steady-state overload, where core passes various stages of fuel burn-up. SVRE calculations have been carried out by two codes:

- TRIGEX – engineering code for fast reactors neutronics calculations in the diffusion approximation and three-dimensional GEX-Z geometry;
- MMKKENO – precision code for reactor characteristics calculation by Monte Carlo method. Heterogeneous description of internal structure of the fuel assemblies and control rods has been applied in this code.

The results of calculations show that the value of SVRE exceeds required value twice

for MOX fuel at the end of 3-rd micro campaign. For mixed nitride fuel the value of SVRE exceeds required at the end of 3-rd micro campaign also, however, this excess considerable less than for oxide fuel.

Key words: fast reactors, mixed oxide fuel, mixed nitride fuel, sodium void reactivity effect, fuel burn-up, transitional mode operation, safety.

REFERENCES

1. Matveev V.I., Chebescov A.N., Cerny V.A., Krivitski I.Yu., Kirushin A.I., Belov S.B., Vasiljev B.A. Studies, development and justification of core with zero sodium-void reactivity effect of the BN-800 reactor/[International Topical Meeting, Obninsk, Russia, Oct. 3-7, 1994. Proceedings Volume 1. PP.1-45–1-59].
2. Poplavskij V.M., Matveev V.I., Eliseev I.A., Kuznetsov I.A., Volkov A.V., Semenov M. Yu., Homjakov Yu. S., Tsibulya A.M. Issledovanie vliianiiia natrievogo pustotnogo effekta reaktivnosti na tekhniko-ekonomicheskie kharakteristiki i bezopasnost' perspektivnogo natrievogo reaktora. [Investigation of the effect of the sodium void reactivity effect on the techno-economic performance and safety perspective sodium reactor]. *Atomic energy*, v. 108, pp. 230–235, Moscow, 2010 (in Russian).
3. Blyskavka A.A., Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. Programmnyi kompleks CONSYST - MMKKENO dlia rascheta iadernykh reaktorov metodom Monte-Karlo v mnogogruppovom prilizhenii s indikatsiemi rasseianiia v Pn- prilizhenii: Preprint FGUP «GNC RF FEI»-2887. [Program complex CONSYST - MMKKENO for nuclear reactor calculations by the Monte Carlo multigroup approximation with scattering phase in Pn-approximation: IPPE Preprint -2887]. Obninsk, FEI Publ., 2001 (in Russian).
4. Poplavskij V.M., Tsibulia A.M., Khomiakov Iu.S., Matveev V.I., Eliseev V.A., Cikunov A. G., Vasil'ev B.A., Belov S.B., Farakshin M.R. Aktivnaia zona i toplivnyi tsikl dlia perspektivnogo bystrogo natrievogo reaktora. [The core and the fuel cycle for future fast neutron reactors]. *Atomic energy*, v. 108, pp. 206-211, Moscow, 2010 (in Russian).
5. Eliseev V.A., Malisheva I.V., Matveev V.I., Egorov A.V., Maslov P.A. Enhancement of the inherent self-protection of the fast sodium reactor cores with oxide fuel. // Global 2013, Salt Lake City, Utah. September 29-October 3, 2013, pp. 766-775.
6. Kochetkov A.L. Programma CARE – raschet izotopnoj kinetiki, radiacionnyh i jekologicheskikh harakteristik jadernogo topliva pri ego obluchenii i vyderzhke: preprint FGUP «GNC RF-FEI»-2431. [Calculation of isotope kinetics, radiation and environmental characteristics of nuclear fuel during irradiation and aging: IPPE Preprint - 2431]. Obninsk, FEI Publ., 1995 (in Russian).
7. Seregin A.S., Kislicina T.S., Cibulja A.M. Annotacija kompleksa programm TRIGEX.04: preprint FGUP «GNCRF-FEI»-2846. [Annotation complex programs TRIGEX.04: IPPE Preprint - 2846], Obninsk, FEI Publ., 2000 (in Russian).
8. Eliseev V.A., Zabud'ko L.M., Malysheva I.V., Matveev V.I. Nitridnoe toplivo dlia perspektivnogo bystrogo natrievogo reaktora tipa BN-1200. [Nitride fuel for future fast neutron reactor BN-1200]. *Atomic energy*, v. 114, Moscow, 2013 (in Russian).
9. Hammel G., Okrent D. Kojefficiency reaktivnosti v bolshih energeticheskikh reaktorah na bystryh neutronah. [Reactivity Coefficients in Large Fast Power Reactors]. Moscow. Atomizdat Publ., 1975. 307 p. (in Russian).

Authors

Maslov Pavel Aleksandrovich, Engineer Researcher
E-mail: pmaslov@ippe.ru

Matveev Vyacheslav Ivanovich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: matveev@ippe.ru

Malysheva Irina Victorovna, Senior Researcher
E-mail: imalysheva@ippe.ru

КОЭФФИЦИЕНТЫ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ $k_{\text{эфф}}$ И $k_{\text{В}}$ К ПАРАМЕТРАМ ТОПЛИВНОЙ ЗАГРУЗКИ

И.В. Деменева, В.А. Елисеев, Л.В. Коробейникова

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



Необходимые свойства активной зоны быстрого реактора на нитридном топливе достигаются только при ее загрузке топливом на основе plutonия строго определенного (равновесного) изотопного состава со строго определенной массовой долей plutония (обогащением). В качестве стартовой загрузки предполагается использовать топливо, представляющее собой смесь нитридов обедненного урана и plutония энергетического состава (U-Pu)N. Известно, что в настоящее время в России выделенный энергетический plutоний хранится на ПО «Маяк», где он упакован в контейнеры. Предсказать точно изотопный состав plutония, который получится при смешивании разных партий plutония, невозможно. Поэтому должны быть предусмотрены меры, позволяющие скомпенсировать отклонения изотопного состава и обогащения топлива от проектных значений. Для этого необходим алгоритм учета отклонений. Такой алгоритм можно построить, рассчитав чувствительности физических характеристик к отклонениям топливной загрузки. Рассмотрены два подхода к расчету чувствительностей параметров реактора к изменению изотопного состава plutония. Представлены численные иллюстрации применительно к реактору типа БРЕСТ-300.

Ключевые слова: коэффициенты чувствительности, изотопный состав plutония, коэффициент размножения, коэффициент воспроизведения.

ВВЕДЕНИЕ

Сочетание свойств тяжелого свинцового теплоносителя и плотного нитридного топлива создает условия для достижения полного воспроизведения делящихся нуклидов в активной зоне и стабилизации размножающих свойств реактора, что позволяет работать при малом и стабильном запасе реактивности [1].

Однако необходимые свойства активной зоны, а именно, близкий к нулю запас реактивности на выгорание, достигаются только при ее загрузке топливом на основе plutonия строго определенного (равновесного) изотопного состава со строго определенной массовой долей plutония. В качестве стартовой загрузки предполагается использовать топливо, представляющее собой смесь нитридов обедненного урана и plutония энергетического состава (U-Pu)N, получаемого при 20-летней выдержке и последующей переработке ОЯТ ВВЭР. Plutоний, извлекаемый из ОЯТ при порционной переработке ОТВС, имеет разный изотопный состав вследствие его зависимости от глубины выгорания и исходного обогащения уранового топлива. Кроме того, при хранении plutония происходит распад ^{241}Pu ($T^{1/2} \approx 14$ лет), что приводит к дополнительному разбросу в относительном содержании изотопов plutония.

© И.В. Деменева, В.А. Елисеев, Л.В. Коробейникова, 2015

Неоднородность изотопного состава плутония обуславливает необходимость проведения исследований и выработки алгоритма учета влияния изотопного состава на физические характеристики реактора, в первую очередь, на критические параметры.

Такой алгоритм можно построить, имея коэффициенты чувствительности [2] физических характеристик к отклонениям топливной загрузки.

Рассмотрим две такие характеристики – эффективный коэффициент размножения $k_{\text{эфф}}$ и коэффициент воспроизводства (КВ) – и соответствующие коэффициенты чувствительности:

$$KЧ = (\Delta k_{\text{эфф}} / k_{\text{эфф}}) / \Delta C \quad \text{или} \quad KЧ = (\Delta KВ / KВ) / \Delta C, \quad (1)$$

где КЧ – коэффициент чувствительности; $\Delta k_{\text{эфф}}$ – отклонение эффективного коэффициента размножения; $\Delta KВ$ – отклонение коэффициента воспроизводства; ΔC – относительное отклонение параметра топливной загрузки.

Это относится как к изготовлению топлива для стартовой загрузки активной зоны, так и к эксплуатации реактора в замкнутом топливном цикле, в котором будет происходить постоянное изменение изотопного состава плутония по мере его приближения к равновесному.

Определить коэффициенты чувствительности $k_{\text{эфф}}$ и КВ можно как по теории возмущений, так и прямыми расчетами. В рассматриваемом случае для этого использовались физические расчеты реактора с помощью программного комплекса TRIGEX с константной библиотекой БНАБ-93 и системой их подготовки CONSYST [3 – 5]. При сравнительно небольших вариациях изотопного состава в 1–2% абс. оба эти способа хорошо совпадают. Отметим, что метод прямых расчетов (в отличие от теории возмущений) более информативен и позволяет определить нарушение линейной зависимости изменений $k_{\text{эфф}}$ и КВ от изменения состава топлива и, следовательно, границы применимости коэффициентов чувствительности.

В данной работе были рассмотрены два подхода к расчету чувствительностей параметров реактора к изменению изотопного состава плутония. В первом подходе чувствительность к изменению изотопного состава плутония оценивалась при условии компенсации этого изменения за счет урана-238. Такой подход назван «консервативным». Он обусловлен технологией корректировки обогащения смешанного топлива по плутонию при отклонении состава плутония от базового. Во втором подходе при расчете чувствительностей изменение содержания одного из изотопов плутония компенсировалось содержанием других изотопов плутония. Такой подход назван «векторным». Он соответствует предполагаемой технологии изготовления топлива, когда изотопный состав плутония формируется на одном технологическом участке, а смешивание плутония с обедненным ураном – на другом. Суммарная загрузка топлива в обоих случаях оставалась постоянной. В дальнейшем, для удобства, мы использовали терминологию «коэффициенты чувствительности» для обозначения отношений относительных изменений коэффициента размножения и КВ к относительному изменению содержания изотопов плутония в смеси при оговоренных выше условиях.

КОЭФФИЦИЕНТЫ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ К ИЗОТОПНОМУ СОСТАВУ ПЛУТОНИЯ

Иллюстрация численных значений «консервативных» и «векторных» коэффициентов чувствительности $k_{\text{эфф}}$ и КВ, рассчитанных для реактора на нитридном топливе со свинцовым теплоносителем и близким к нулю запасом реактивности на выгорание, представлена в табл. 1. Как упоминалось, для «консервативного» подхода изменение содержания одного из изотопов плутония компенсировалось содержанием урана-238. При

«векторном» подходе изменение содержания одного из изотопов плутония компенсируется содержанием других изотопов плутония пропорционально их весу в исходном составе. Можно видеть, что эти коэффициенты принципиально отличаются друг от друга не только по величине, но и по знаку.

Таблица 1

Коэффициенты чувствительности $k_{\text{эфф}}$ и КВ к составу плутония при «консервативном» и «векторном» их определении

Изотоп	«Консервативный» подход		«Векторный» подход	
	% $\Delta k/k$ / % абс.	% $\Delta K_{\text{B}}/K_{\text{B}}$ / % абс.	% $\Delta k/k$ / % абс.	% $\Delta K_{\text{B}}/K_{\text{B}}$ / % абс.
^{238}Pu	0.49	- 0.19	- 0.11	0.90
^{239}Pu	0.78	- 1.5	0.57	- 1.4
^{240}Pu	0.13	0.1	- 0.61	1.5
^{241}Pu	1.1	- 1.8	0.51	- 0.8
^{242}Pu	0.09	- 0.14	- 0.53	1.0

Приведенные в табл. 1 значения коэффициентов чувствительности получены прямыми расчетами. Однако «векторные» КЧ можно получить и не выполняя физических расчетов реактора. Для этого достаточно рассчитать «консервативные» КЧ и знать отклонения текущего изотопного состава от заданного.

$$K_{\text{Ч}}^i_{\text{вект.}} = \sum a_i^j K_{\text{Ч}}^j_{\text{консерв.}} \quad (2)$$

где a_i^j – отклонение изотопного вектора (в % абс.) от заданного при изменении содержания i -го изотопа на 1% абс. Отклонения на 1% абс. (а не 1% отн.) приняты потому, что допуски на изотопный состав топлива ядерных реакторов и на его обогащение даются именно в абсолютных процентах.

Итак, рассчитав один раз «консервативные» КЧ для исходного состава плутония, в дальнейшем при изменении состава плутония по формуле (2) определяем «векторные» КЧ, а затем отклонения $k_{\text{эфф}}$ и КВ.

Представленные в таблице коэффициенты чувствительности даны для стартовой активной зоны – особого состояния реактора, загруженного свежим топливом без продуктов деления. В нем чувствительность к отклонениям параметров топливной загрузки максимальна. В дальнейшем, при работе реактора в режиме равномерно-частичных перегрузок, чувствительность реактора к отклонениям параметров очередной партии загружаемого топлива будет в несколько раз меньше (в зависимости от кратности перегрузок реактора).

КОЭФФИЦИЕНТЫ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ К ОБОГАЩЕНИЮ И ЗАГРУЗКЕ ТОПЛИВА

Для корректировки загрузки топлива кроме чувствительностей к изотопному составу плутония, необходимы также коэффициенты чувствительности к обогащению и загрузке топлива, которые показаны в табл. 2. Вариация в обоих случаях принималась равной $\pm 1\%$ абс. (для вариации загрузки топлива относительный и абсолютный проценты равнозначны, чего нельзя сказать про его обогащение).

Из таблицы видно, что при вариации загрузки топлива на $\pm 1\%$ изменения $k_{\text{эфф}}$ и КВ одинаковы по абсолютной величине, т.е. для загрузки зависимость линейна. В то же время при такой же вариации обогащения линейность нарушается – при отрицательных отклонениях обогащения изменения критичности и КВ заметно больше, чем при положительных. Это связано с тем, что для нитридного топлива, обога-

щение которого ~14%, отклонение на 1% абс. составляет ~7% отн., что слишком много. Если же вариацию обогащения уменьшить до 1% отн., то линейность изменения $k_{\text{эфф}}$ и КВ восстанавливается (см. значения, приведенные в табл. 2 в скобках).

Таблица 2

Коэффициенты чувствительности $k_{\text{эфф}}$ и КВ при вариации обогащения и массы топлива

Вариация, % абс.	Загрузка топлива		Обогащение топлива	
	КЧ $k_{\text{эфф}}$, % $\Delta k/k$ / % абс	КЧ КВ, % $\Delta \text{KB}/\text{KB}$ / % абс.	КЧ $k_{\text{эфф}}$, % $\Delta k/k$ / % абс. (% $\Delta k/k$ / % отн.)	КЧ КВ, % $\Delta \text{KB}/\text{KB}$ / % абс. (% $\Delta \text{KB}/\text{KB}$ / % отн.)
-1	-0.28	0.05	-4.56 (-0.6)	8.57 (1.08)
+1	0.28	-0.05	4.38 (0.6)	-7.53 (-1.06)

Для корректировки характеристик топливной загрузки необходимо, чтобы все полученные чувствительности были аддитивными, т.е. их можно было складывать. Иллюстрация справедливости этого представлена в табл. 3. Содержание изотопов плутония и загрузка топлива варьировались в интервале $\pm 1\%$ абс., а обогащение $-\pm 1\%$ отн.

Таблица 3

Коэффициенты чувствительности $k_{\text{эфф}}$ и КВ к одновременной вариации изотопного состава, обогащения и массы топлива (прямые расчеты)

Отклонение параметров, %		КЧ $k_{\text{эфф}}$, % $\Delta k/k$ / %	КЧ КВ, % $\Delta \text{KB}/\text{KB}$ / %
-1	Изотопный состав Pu	-2.57	3.62
	Состав Pu + обогащение	-3.15	4.72
	Состав Pu + обогащение + загрузка	-3.43	4.77
+1	Изотопный состав Pu	2.60	-3.58
	Состав Pu + обогащение	3.21	-4.62
	Состав Pu + обогащение + загрузка	3.49	-4.67

Видно, что при отклонении изотопного состава плутония на 1% абс. в положительную и отрицательную стороны изменения $k_{\text{эфф}}$ и КВ по абсолютной величине практически одинаковы (расхождения около 1% отн.). При добавлении к числу варьируемых параметров обогащения и загрузки топлива расхождения незначительно увеличиваются (до 2% отн.). Значения КЧ можно получить суммированием приведенных выше КЧ, посчитанных для вариации состава плутония, обогащения и массы топлива по отдельности.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Неизбежные отклонения параметров топливной загрузки реактора от проектных значений требуют выработку алгоритма учета влияния этих отклонений на физические характеристики реактора. Такой алгоритм строится с использованием коэффициентов чувствительности. Особое место в параметрах топливной загрузки занимает изотопный состав плутония. Коэффициенты чувствительности к содержанию каждого изотопа плутония непостоянны и зависят от соотношения других изотопов, поэтому для их получения при каждом изменении изотопного состава необходимы физические расчеты реактора. Однако можно воспользоваться способом получения коэффициентов чувствительности к текущему изотопному составу, основанным на

подмене «векторных» коэффициентов чувствительности «консервативными», в которых вариация содержания изотопов плутония компенсируется ураном-238. Эти коэффициенты чувствительности рассчитываются один раз для исходного состава. Имея их и текущий изотопный состав, можно получить все нужные коэффициенты чувствительности без физического расчета реактора. Представлены (на примере реактора типа БРЕСТ-300) численные иллюстрации коэффициентов чувствительности нейтронно-физических характеристик к изотопному составу плутония и другим параметрам топливной загрузки.

Литература

1. Орлов В.В., Филин А.И., Смирнов В.С. и др. Быстрый реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем для крупномасштабной ядерной энергетики / Под ред. В.В. Орлова. –М.: 2001.
2. Усачев Л.Н., Бобков Ю.Г. Теория возмущений и планирование эксперимента в проблеме ядерных данных для реакторов. –М.: Атомиздат, 1980.
3. Серегин А.С. Аннотация программы ТРИГЕКС для малогруппового нейтронно-физического расчета реактора в трехмерной геометрии. // ВАНТ, Серия: Физика и техника ядерных реакторов, вып. 4 (32), 1983.
4. Мантуров Г.Н. и др. Система групповых констант БНАБ-93. // ВАНТ, Серия: Ядерные константы, вып. 1, 1996.
5. Мантуров Г.Н. и др. Аннотация программы CONSYST. // ВАНТ, Серия: Ядерные константы, вып. 2, 1999.

Поступила в редакцию 10.12.2014 г.

Авторы

Деменева Ирина Владимировна, инженер-исследователь
E-mail: idemeneva@ippe.ru

Елисеев Владимир Алексеевич, начальник лаборатории, канд. техн. наук, тел.
E-mail:eliseev@ippe.ru

Коробейникова Людмила Викторовна, старший научный сотрудник,
E-mail: lkorobeynikova@ippe.ru

UDC: 621.039.526

SENSITIVITY COEFFICIENTS OF THE NEUTRON AND PHYSICAL REACTOR PARAMETERS TO THE FUEL INVENTORY PARAMETERS

Demeneva I.V., Eliseev V.A., Korobeynikova L.V.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering n.a. A.I. Leypunsky.

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

ABSTRACT

The required properties of the fast reactor with nitride fuel achieved only when it is loaded by fuel with strictly defined plutonium isotope composition and strictly defined enrichment. To predict isotope composition of plutonium when mixing different consignments which are stored on «Mayak» it is impossible. Therefore, nuclear fuel production shall be provided to measure which permits to balance observed deviations of the isotope composition and enrichment. This requires the algorithm based on the sensitivity coefficients [1] of physical characteristics to variations in fuel load. The article offers the method for obtaining of sensitivity coefficients to the current without carrying out physical calculations. The method is based on the substitution of conventional («vector») sensitivity coefficients on the so called «conservative» in which the plutonium isotopes maintenance variation is compensated by U-238. Numerical illustrations of sensitivity coefficients to the plutonium isotope composition and other fuel inventory parameters for the reactor BREST-300 are given.

Key words: sensitivity coefficients, plutonium isotope composition, multiplication factor, breeding ratio.

REFERENCES

1. Orlov V.V., Filin A.I., Smirnov V.S. *Bystryj reaktor estestvennoy bezopasnosti so svincovym teplonositelem dlya krupno-masshtabnoj yadernoj energetiki* (Lead cooled fast reactor with natural safety for large-scale nuclear power). M., 2001 (in Russian).
2. Usachev L.N., Bobkov Yu.G. *Teoriya vozmušchenij i planirovanie experimenta v probleme yadernyh dannyh dlya reaktorov* [Perturbation theory and experiment planning in nuclear data problem for reactors]. Moscow, Atomizdat Publ., 1980 (in Russian).
3. Seregin A.S. *Annotaciya programmy TRIGEX dlya malogruppovogo nejtronno-fizicheskogo rascheta reaktora v trehmernoj geometrii* (TRIGEX summary – engineering code for fast reactors neutronics calculations in three-dimensional geometry). *VANT*, Ser. Fizika i tehnika yadernyh reaktorov, iss. 4 (32), 1983 (in Russian).
4. Manturov G.N. et al. *Sistema gruppovyh konstant BNAB-93* (Group neutron constant system BNAB-93). *VANT*, ser. Yadernye konstanty, iss. 1, 1996 (in Russian).
5. Manturov G.N. et al. *Annotaciya programmy CONSYST* (CONSYST code summary). *VANT*, ser. Yadernye konstanty, iss. 2, 1999 (in Russian).

Authors

Demeneva Irina Vladimirovna, Engineer

E-mail: idemeneva@ippe.ru

Eliseev Vladimir Alekseevich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: eliseev@ippe.ru

Korobeynikova Lyudmila Viktorovna, Senior Researcher,

E-mail: lkorobeynikova@ippe.ru

ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ БЫСТРЫХ НАТРИЕВЫХ РЕАКТОРОВ БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ НА ПЕРСПЕКТИВНЫХ ВИДАХ ТОПЛИВА – НИТРИДНОМ И МЕТАЛЛИЧЕСКОМ

В.И. Матвеев, И.В. Малышева, И.В. Бурьевский

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского.

249033, Обнинск, Калужской обл., пл. Бондаренко, 1



Наиболее привлекательным и перспективным для быстрых натриевых реакторов является смешанное нитридное уран-плутониевое топливо, которое рассматривается как основное топливо будущих быстрых коммерческих энергетических реакторов. Однако существенное увеличение воспроизводства при его применении вместо оксидного топлива является недостаточным для удовлетворения новых требований, главное из которых – минимизация запаса реактивности на выгорание определяется воспроизводством в активной зоне. Приводятся результаты расчетных исследований по выбору оптимальной компоновки активной зоны быстрого натриевого реактора большой мощности, отвечающей современным требованиям.

Металлическое топливо для быстрых реакторов рассматривалось с самого начала их проектирования благодаря высокой плотности, теплопроводности и минимальному количеству ядер разбавителя, что обеспечивает максимально возможное воспроизводство. В статье приводятся особенности этого топлива и результаты расчетных исследований его применения в быстрых натриевых реакторах большой мощности в сравнении с нитридным топливом. Делается вывод, что в одной и той же компоновке активной зоны металлическое топливо проигрывает нитридному топливу с точки зрения обеспечения безопасности реакторной установки (РУ).

Основные расчеты проводились в диффузионном приближении на основе комплекса программ TRIGEX.

Ключевые слова: быстрый натриевый реактор, нитридное уран-плутониевое топливо, металлическое топливо, объемная доля топлива, запас реактивности на выгорание.

ВВЕДЕНИЕ

Смешанное нитридное уран-плутониевое топливо в настоящее время рассматривается как основное топливо будущих быстрых коммерческих энергетических реакторов, в частности – БРЕСТ-300 и БН-1200. Наряду с обеспечением высокого воспроизводства это топливо обладает более высокой плотностью и теплопроводностью, хорошо совместимо с жидкотемпературным теплоносителем и оболочечными материалами, особенно, в аварийных условиях.

© В.И. Матвеев, И.В. Малышева, И.В. Бурьевский, 2015

Урановое нитридное топливо (UN) в России использовалось для загрузки активной зоны только в экспериментальном реакторе БР-10 [1]. Начиная с 1970 г. в реакторе БР-10 облучались экспериментальные сборки с нитридным топливом, изготовленные по различным технологиям, с различной пористостью и с двумя видами контактного подслоя (натриевым и гелиевым). Эти исследования послужили основой для создания двух полных загрузок активной зоны тепловыделяющими сборками (~200 ТВС) с мононитридным урановым топливом, в которых было достигнуто максимальное выгорание до 8.7% т.а. В дальнейшем, в 2000 – 2005 гг., в реакторе БОР-60 были облучены твэлы с уран-плутониевым нитридным топливом в рамках совместного с КАЭ (Франция) эксперимента BORA-BORA [2]. Максимальное достигнутое выгорание в эксперименте BORA-BORA – 12,1 % т.а.

Металлическое топливо для быстрых реакторов рассматривалось с самого начала их проектирования благодаря высокой плотности, теплопроводности и минимальному количеству ядер разбавителя, что обеспечивает максимально возможное воспроизводство. На этом топливе был первый американский быстрый натриевый реактор «Fermi» (1965 г.) [3]. В нашей стране был разработан аналогичный проект БН-50 (1960 г.), однако он не был реализован.

Американские специалисты рассматривали это топливо не ради расширенного воспроизводства, а из-за дешевой технологии изготовления (литье) и переработки (электрохимия) топлива в замкнутом топливном цикле, а также обеспечения высокой (внутренне присущей) безопасности. Экономический анализ действительно показал, что топливный цикл реактора с таким топливом (по сравнению с керамическим топливом, порошковой технологией его изготовления и водной радиохимией) оказывается примерно в семь раз дешевле.

Отрицательной особенностью металлического топлива является сильное взаимодействие со стальной оболочкой твэлов при больших температурах. При температуре ~ 560°C плутоний с компонентами стали – железом, никелем, хромом – образует эвтектическое (жидкое) соединение, которое в случае его образования на внутренней границе оболочки может нарушить целостность оболочки твэла за часы. Введение циркония (~ 10% вес.) в металлическое топливо увеличивает температуру образования эвтектики примерно на 80°C, что и позволяет сделать твэлы работоспособными при приемлемых температурных условиях для сердечников твэла. Поэтому для использования в быстрых реакторах был предложен тройной сплав U-Pu-Zr. Однако общий уровень температур в быстрых реакторах с металлическим топливом все-таки ниже по сравнению с реакторами на керамическом топливе, примерно на 60 – 80) °C, что снижает термодинамический коэффициент полезного действия (КПД). Все это было установлено в США на реакторе EBR-II. Металлическое топливо имеет довольно низкую температуру плавления, поэтому оно эффективно только с натриевым контактным подслоем.

Положительной особенностью металлического топлива является при использовании электрохимии стабильное содержание циркония в осаждаемом на катоде уране и плутонии ~10%. Это топливо имеет довольно низкую температуру плавления, поэтому оно эффективно только с натриевым контактным подслоем. Гелиевый контактный подслой приводит к повышению его температуры выше точки плавления и требует серьезного снижения теплонапряженности. Исторически, сначала использовались в быстрых реакторах уран-молибденовые сплавы (U+7% Mo и U+10% Mo). Они применялись в экспериментальных реакторах DFR (Англия) и Enrico Fermi (США). Металлическое топливо на основе тройного сплава (U-Pu-Zr) использовалось в EBR-II. В США в 80-х годах прошлого века был разработан проект быстрого реактора на металлическом топливе на основе тройного сплава – PRISM относительно небольшой мощности – 400 МВт эл.

Более полно сравнение нитридного смешанного уран-плутониевого топлива и металлического топлива с позиции «естественной безопасности» рассматривается в работе [4].

НИТРИДНОЕ ТОПЛИВО

Нитридное топливо для быстрых энергетических реакторов является ближайшей перспективой после топлива оксидного. По сравнению с оксидным нитридное топливо обеспечивает более высокое воспроизведение, особенно, в активной зоне, а его высокая теплопроводность повышает безопасность установки за счет увеличения температурного запаса до плавления [5]. Теплопроводность нитридного топлива примерно в семь раз выше теплопроводности оксидного [6]. Благодаря этому при необходимости возможно увеличение линейной нагрузки вплоть до ~70 Вт/см. Нитридное топливо относится к категории жестких топлив и содержит внутреннюю пористость (~15 %), которая создается в процессе изготовления. Ресурс работы такого топлива определяется его распусканием в реакторных условиях, в результате чего при выборе зазора между оболочкой твэла и топливным сердечником в процессе облучения может нарушиться целостность оболочки.

Не существует достаточно точных и убедительных методик, позволяющих рассчитывать распускание нитридного топлива, зависящее от разных параметров, в том числе и от технологии изготовления. Тем не менее, исследователи разрабатывают такие методики и программы, моделируя основные процессы, сопровождающие распускание нитридного топлива под облучением на основе имеющихся экспериментальных данных.

Активная зона на нитридном топливе. Замена воспроизводящих экранов на стальные. Для нейтронно-физических расчетов использовался программный комплекс TRIGEX [7, 8]. Все расчеты проводились для стационарного режима равномерно-частичных перегрузок, характеризующегося равным количеством тепловыделяющих сборок активной зоны, перегружаемых в одну перегрузку, и одинаковой длительностью интервала.

Таблица 1

Сравнительные характеристики вариантов на нитридном топливе с воспроизводящими или стальными экранами

Вариант	Воспроизводящие экраны	Стальные экраны
Боковой и нижний экраны	UN	Сталь
Максимальное выгорание топлива, % т.а.	11.2	11.4
Изменение реактивности, % $\Delta k/k$	- 0.43	- 0.68
Натриевый пустотный эффект реактивности, % $\Delta k/k$	0.20	0.35
Максимальная теплонапряженность, кВт/м	47.1	47.9
Максимальная мощность ТВС начало / конец микрокампании, МВт	8.7 / 8.75	8.54 / 8.56

Модель быстрого натриевого реактора на нитридном топливе большой мощности была подробно описана в работах [9 – 11]. Рассматриваемая активная зона состояла из 432 топливных сборок, каждая из которых содержала 271 твэл диаметром 9.3×0.6 мм. Активная зона была окружена нижним торцевым экраном (НТЭ) и

боковой зоной воспроизводства (БЗВ). В качестве топлива для быстрого натриевого реактора большой мощности рассматривалась смесь мононитридов урана и плутония $(U-Pu)N$ с плотностью $11,5 \text{ г}/\text{см}^3$, в качестве воспроизводящего материала – мононитрид обедненного урана UN.

Главная цель отказа от воспроизводящих экранов состоит в исключении наработки низкофонового плутония, т.е. поддержки режима нераспространения. В таблице 1 приводится сравнение физических характеристик активной зоны на нитридном уран-плутониевом топливе с воспроизводящими и со стальными (боковыми и нижним торцевым) экранами.

Из приведенных данных видно, что отказ от воспроизводящих экранов приводит к возрастанию запаса реактивности на выгорание и натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР). На рисунке 1 представлено изменение реактивности за интервал 330 суток при переходе на стальные экраны.

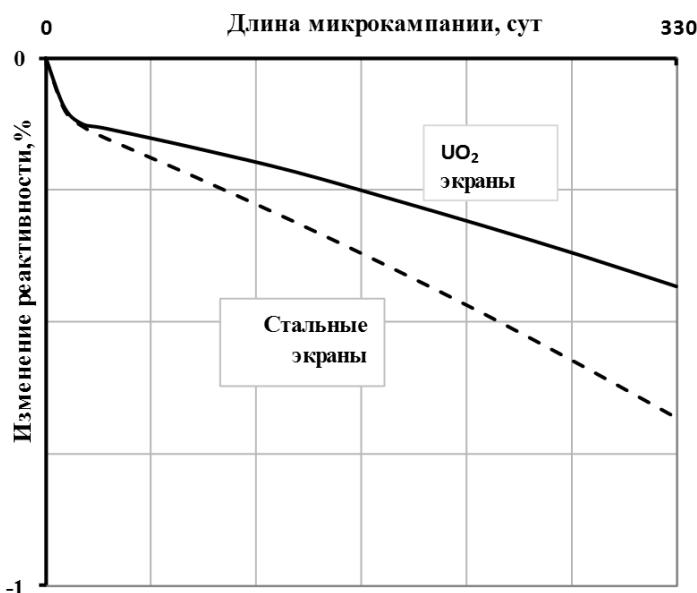


Рис. 1. Изменение реактивности за микрокампанию при замене воспроизводящих экранов на стальные. Увеличение изменения реактивности от выгорания для варианта со стальными экранами составляет $0.25\% \Delta k/k$

Расширенная активная зона (468 ТВС) с увеличенной долей топлива и воспроизводящими экранами. Увеличение объемной доли топлива приводит к снижению запаса реактивности на выгорание, не ухудшая при этом величину НПЭР. Чтобы не менять основные конструктивные параметры реактора, связанные с размером ТВС «под ключ», увеличение диаметра твэлов должно сопровождаться уменьшением количества твэлов в топливных сборках на один ряд. Чтобы скомпенсировать увеличение теплонапряженности топливных сборок, активную зону необходимо расширить на 36 тепловыделяющих сборок [12].

Повышение доли топлива и, соответственно, увеличение воспроизводства в активной зоне позволит решить следующие задачи:

- укрепление режима нераспространения путем замены воспроизводящих экранов на стальные;
- обеспечение уровня воспроизводства в активной зоне, позволяющего использовать при химической переработке выгоревшего топлива в замкнутом топливном цикле технологию без отделения плутония;

– повышение внутренних свойств безопасности. Здесь важным является обеспечение минимального (близкого к нулю) запаса реактивности на выгорание топлива в течение микрокампании.

Основные оптимизационные расчеты были направлены на исследования по выбору оптимального диаметра твэлов. Были рассмотрены варианты с разными диаметрами твэлов в диапазоне 9,3 – 10,6 мм. Расчетные характеристики при оптимизации нитридной активной зоны в установившемся режиме перегрузок представлены в табл. 2. На рисунке 2 показано, что с увеличением диаметра твэлов (от исходного до ε_3) запас реактивности заметно снижается и даже уходит в положительную область.

Таблица 2

Зависимость характеристик от объемной доли топлива

	1	2	3	4
Доля топлива, ε	0.471	0.492	0.497	0.508
Коэффициент воспроизводства активной зоны для состояний начало / конец микрокампании	1.02 / 0.98	1.117 / 1.087	1.126 / 1.093	1.141 / 1.105
Изменение реактивности за один интервал, % $\Delta k/k$	- 0.43	- 0.21	- 0.14	+ 0.10
Максимальная линейная теплонапряженность, кВт/м	47.9	53.4	53.5	53.8
Натриевый пустотный эффект реактивности («конец микрокампании»), % $\Delta k/k$	0.20	0.37	0.36	0.33

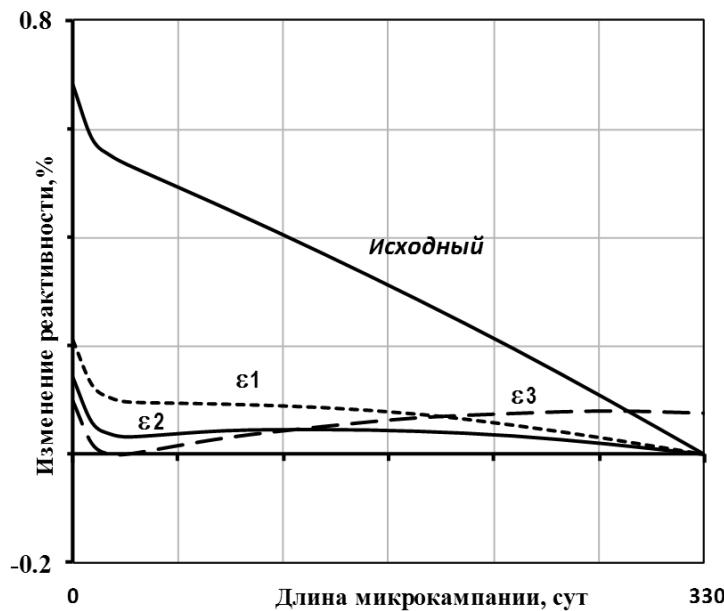


Рис. 2. Изменение запаса реактивности при изменении величины доли топлива в активной зоне относительно исходного варианта (исходный $\varepsilon = 1$)

Однако возникает проблема в связи с увеличением значения НПЭР. Под допустимым значением подразумевается величина натриевого пустотного эффекта реактивности $\sim 0.3\% \Delta k/k$, при которой безопасность реактора в запроектных авариях достаточно хорошо исследована и обоснована. Снизить его величину можно за счет уменьшения высоты активной зоны при-

мерно на 4 – 5 см. Результаты такого исследования представлены в табл. 3, где сравнивается вариант с исходной высотой и с уменьшенной на 5 см высотой активной зоны.

Таблица 3

Сравнение характеристик при изменении высоты активной зоны

Высота активной зоны, см	Исходная	
Коэффициент воспроизводства активной зоны, начало / конец микрокампании	1.126 / 1.093	1.094 / 1.067
Изменение реактивности, % $\Delta k/k$	- 0.14	- 0.40
Натриевый пустотный эффект реактивности (конец микрокампании), % $\Delta k/k$	0.36	0.13

Анализируя таблицу, можно заключить, что уменьшение высоты активной зоны одинаково эффективно действует и на НПЭР, и на изменение реактивности от выгорания. При этом в активной зоне с долей топлива ~ 0.497 получается близкое к нулю изменение реактивности за микрокампанию при приемлемом значении натриевого пустотного эффекта реактивности.

При сравнении величин изменения реактивности и натриевого пустотного эффекта для разной высоты активной зоны можно увидеть, что снижение высоты приводит к заметному возрастанию запаса реактивности от выгорания, а увеличение высоты повышает натриевый пустотный эффект реактивности.

Исследования и характеристики оптимального варианта активной зоны. Рассматриваемый оптимальный вариант с соответствующим расчетным обоснованием состоит в использовании топливных сборок с увеличенным диаметром твэлов всей активной зоны и увеличении общего количества ТВС в активной зоне. Соответственно, при этом сокращается на один ряд количество твэлов в пакете.

Таблица 4

Основные физические характеристики

Параметр	Вариант 0	Вариант 1	Вариант 2
Боковой и нижний экраны	UN	Стальные	Стальные
Продолжительность интервала между перегрузками, эфф. сут (кратность перегрузок)	330 (4-5-6)	330 (4-5-6)	310 (3-4-5)
Выгорание топлива – максимальное (локальное), %т.а.	9.85	9.97	7.59
Максимальная линейная мощность твэла, кВт/м	52.7	53.5	53.4
Изменение реактивности, % $\Delta k/k$	0.11	0.14	0.12
Натриевый пустотный эффект реактивности в конце микрокампании, % $\Delta k/k$	0.22	0.36	0.30
Коэффициент воспроизводства (KB) – в том числе коэффициент воспроизводства активной зоны (KBA)	1.41 1.08	1.13 1.13	1.15 1.15
Обозначения: Вариант 0 – АЗ с воспроизводящими экранами для оценки KB _{max} и других характеристик в АЗ с увеличенной долей топлива; Вариант 1 – АЗ со стальными экранами и с кампанией топлива 4×330 сут, что соответствует выгоранию 9.97%т.а.; Вариант 2 – АЗ со стальными экранами с уменьшенной до 3×310 сут кампанией и выгоранием 7.59%т.а.			

В таблице 4 приводятся результаты расчетов основных физических характеристик при сравнении активных зон с воспроизводящими и стальными экранами, а также при разной глубине выгорания. Представленные результаты в целом показывают приемлемые характеристики для рассматриваемой модели с увеличенной долей топлива.

Следует отметить, что нитридное топливо имеет гораздо лучшую теплопроводность, чем оксидное, что снижает перепад температур внутри твэла примерно на 200°C. Так как температуры плавления оксида и нитрида примерно одинаковы, то можно увеличивать линейную нагрузку на твэлы с нитридным топливом вплоть до 60 – 70 кВт/м.

МЕТАЛЛИЧЕСКОЕ ТОПЛИВО

Для физических расчетов необходимо знать теоретическую плотность тройного сплава и зазор в твэле между топливом и оболочкой. В расчетах использованы рекомендации [9] (табл. 5), составленные на основе анализа экспериментов по металлическому топливу в США на экспериментальных реакторах EBR-II и FFTF [13].

Таблица 5

Плотность металлического топлива

Свойство	U	U-5Fs	U-10Zr	U-8Pu-10Zr	U-19Pu-10Zr
Теоретическая плотность при комнатной температуре, г/см ³	19	18,2	15,9 ($\pm 0,4\%$)	15,9 ($\pm 0,9\%$)	15,9 ($\pm 1\%$)

Таблица 6

Основные параметры активных зон с нитридным или металлическим топливом

Топливо, тип подслоя	U-Pu-N (газовый)	U-Pu-N (увеличенная доля топлива)	U-Pu-Zr (жидко- металлический)
Коэффициент воспроизводства активной зоны (КВА)	0,99	1,15	1,046
Изменение реактивности за микрокампанию (330 эфф.сут), % $\Delta k/k$	- 0,48	0,12	+0,75
Максимальная линейная мощность твэла, кВт/м	46,3*)	53,4	44,5
Максимальное выгорание топлива, % т.а.	11,0	7,6 ***)	10,8**)
Натриевый пустотный эффект реактивности, % $\Delta k/k$	0,23	0,30	1,8
Суммарный температурно-мощностной эффект реактивности, % $\Delta k/k$	- 1,04	- 1,05	- 0,2
Суммарный коэффициент реактивности по температуре теплоносителя и температуре топлива (без радиальной составляющей), $\Delta k/k \times ^\circ C^{-1}$	$- 1,7 \cdot 10^{-5}$	-	$- 0,25 \cdot 10^{-5}$

*) Линейные мощности близки, но неодинаковы, т.к. постулируется одинаковая мощность реактора, а не АЗ; поэтому в разных вариантах происходит небольшое перераспределение мощности между АЗ и зонами воспроизведения.

**) Для металла принята четырехкратная перегрузка, как в основном нитриде. В расчетах рассматривалась единая для всех вариантов компоновка АЗ с боковой и нижней торцевой зонами воспроизведения с неувеличенной (исходной) объемной долей топлива.

***) Для нитрида с увеличенной долей топлива принята уменьшенная глубина выгорания путем снижения времени облучения до 310 эфф. сут

На основании этих рекомендаций была выбрана теоретическая плотность тройного сплава – 15,9 г/см³ [13]. Можно отметить, что основным разбавителем в тройном сплаве является цирконий, плотность которого составляет 6,5 г/см³. При этом эффективная плотность металлической таблетки должна учитывать зазоры и центральное отверстие, необходимые для компенсации распускания. Принято на основе экспериментальных данных, что эти пустоты должны составлять не менее 25% от

общего объема [13].

В таблице 6 приводится сравнение основных характеристик для активных зон на нитридном или металлическом топливе быстрого натриевого реактора большой мощности.

В компоновках, содержащих твэлы с газовым подслоем, предполагается использование натриевой полости, которая располагается над активной зоной. Она играет важную роль при анализе безопасности в тяжелых авариях с кипением теплоносителя. При потенциальном возникновении кипения натрия в натриевой полости увеличивается утечка нейтронов из активной зоны что, как следствие, приводит к возникновению отрицательного эффекта реактивности и снижению мощности реакторной установки. В нитридном варианте активной зоны с увеличенной долей топлива существенно возрастает коэффициент воспроизводства активной зоны (КВА) до величины 1,15 и, соответственно, уменьшается изменение реактивности от выгорания – до 0,2 % $\Delta k/k$, что существенно повышает безопасность реактора при самоходе компенсаторов выгорания в запроектных авариях.

Натриевый подслой в твэлах с металлическим топливом предполагает верхнее расположение газосборников, что и приводит к невозможности создания натриевой полости непосредственно над активной зоной. При использовании металлического топлива величина коэффициента воспроизводства активной зоны заметно превышает единицу. Использование металлического топлива приводит к росту реактивности по микрокампании и достигает +0.75% $\Delta k/k$. При этом существенно увеличивается до ~1.8 % $\Delta k/k$ и величина натриевого пустотного эффекта реактивности.

Как показывают расчеты по обоснованию безопасности реактора, ограничение НПЭР необходимо для исключения неуправляемого разгона РУ при авариях типа ULOF. Таким образом, увеличение натриевого пустотного эффекта реактивности в случае использования металлического топлива представляется недопустимым с точки зрения безопасности, хотя следует отметить, что полный расчетный анализ безопасности активной зоны большой мощности с металлическим топливом пока не проводился.

Следует обратить внимание на температурный коэффициент реактивности, который для металлического топлива в пять раз (по абсолютной величине) ниже, чем на оксидном и нитридном топливе. Если же из общей величины температурного коэффициента вычесть радиальную составляющую, что требует последняя редакция ПБЯ, то получим величину $\sim 0.25 \cdot 10^{-5} \Delta k/k \cdot ^\circ C^{-1}$, близкую к нулю. С учетом возможных неопределенностей этот коэффициент близок к нулю, не исключено и небольшое положительное значение.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основании проведенного анализа сделан вывод об оптимальности выбора нитридного топлива, которое позволяет достичь принципиально новых качеств активной зоны с увеличенной объемной долей топлива ($KVA > 1$), снизить запас реактивности до минимальных величин и при этом сохранить в допустимых пределах другие эффекты и коэффициенты реактивности.

Аргументом в пользу металлического топлива могло бы стать существенное удешевление изготовления металлических твэлов за счет использования технологии литья. Однако выбор именно нитридного топлива определился из-за лучших в целом показателей по безопасности.

Литература

1. Забудько Л.М., Мамаев Л.И., Труфанов А.А. Анализ расчетных и экспериментальных данных с целью возможного определения причин разгерметизации твэлов с нитридным топливом реактора БР-10 // Сб. докл. VII Российской конференции по реакторному материаловеде-

ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

- нию. Димитровград, 8-12 сентября 2003 г. С.102.
2. Международная конференция ICAPP 2011, - Nice, France, May 2-5, 2011, Paper11340.
3. Fast Reactor Database: 2006 Update. IAEA – TECDOC -1531.
4. Адамов Е.О., Забудько Л.М., Матвеев В.И., Рачков В.И., Троянов В.М., Хомяков Ю.С., Леонов В.Н. Сравнительный анализ преимуществ и недостатков использования металлического и нитридного смешанного уран-плутониевого топлива в быстрых реакторах. // Энергетика. Изд. РАН, №2. 2015 (март-апрель 2015). Стр. 3-15.
5. Шимкевич А., Прошкин А., Седов А. Перспективное плотное топливо для энергетических реакторов. / Сборник РЕА № 10, октябрь 2011. www.Rosenergoatom.info.
6. Забудько Л.М. Опыт эксплуатации и проблемы расчетного обоснования плотных видов топлива / Материалы школы-конференции. Зеленоград, 08 –11 ноября 2010 г. «Актуальные проблемы разработки и производства ядерного топлива». Москва 2010. С. 138-159.
7. Серегин А.С., Кислицина Т.С., Цибуля А.М. Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: препринт ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ». -2846. - Обнинск, 2000.
8. Кочетков А.Л. Программа CARE – расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке. Препринт ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» - 2431. - Обнинск, 1995.
9. Елисеев В.А., Забудько Л.М., Малышева И.В., Матвеев В.И. Нитридное топливо для активных зон перспективного быстрого натриевого реактора типа БН-1200. // Атомная энергия. Т. 114, вып. 5, 2013. С. 266-271.
10. Поплавский В.М., Цибуля А.М., Хомяков Ю.С. и др. Активная зона и топливный цикл для перспективного быстрого натриевого реактора. // Атомная энергия. Т. 108, вып.4, 2010. С. 206-211.
11. Матвеев В.И., Хомяков Ю.С. Техническая физика быстрых натриевых реакторов с натриевым теплоносителем. Учебное пособие для вузов. / Под ред. чл.-корр. РАН В.И. Рачкова. Москва. Изд. дом МЭИ. 2012. С. 221 – 239.
12. Eliseev V.A., Malysheva I.V., Matveev V.I., Egorov A.V., Maslov P.A. Enhancement of the inherent self-protection of the fast sodium reactor cores with oxide fuel. // Global 2013, Salt Lake City, Utah. September 29-October 3, 2013. PP. 766-775.
13. Bauer A.A., Cybulskis B., Green J.L. Mixed-nitride performance in EBR-II. Proc. of Int.Meeting on Advanced LMFBR Fuels, Tucson, October 10-13, 1977. P.299.

Поступила в редакцию 03.04.2015

Авторы

Матвеев Вячеслав Иванович, ведущий научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук
E-mail: matveev@ippe.ru

Малышева Ирина Викторовна, старший научный сотрудник
E-mail: imalysheva@ippe.ru

Бурьевский Иван Васильевич, старший научный сотрудник

UDC 621.039.526

PHYSICAL CHARACTERISTICS OF THE LARGE SIZE SODIUM COOLED FAST REACTORS WITH ADVANCED NITRIDE AND METAL FUEL

Matveev V.I., Malysheva I.V., Bur'evskij I.V.

Joint Stock Company «State Scientific Centre of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering n.a. A. I. Leypunsky». Bondarenko Sq., 1, Obninsk, Kaluga Region, 249033, Russia.

ABSTRACT

Mixed nitride uranium-plutonium fuel is the most attractive and perspective fuel for fast sodium cooled reactors and this fuel is considered as a basic fuel for future commercial fast power reactors. However, a substantial increase of breeding using this fuel instead of oxide fuel is insufficient for satisfaction of new requirements main from which is minimization of reactivity margin for burn-up that determined by breeding in the core. The results of calculational studies to choose the optimum layout of the core of large fast sodium reactor meeting modern requirements are presented in the paper.

A metallic fuel for fast reactors has been considered since the beginning of their designing due to a high density, heat conductivity, and the minimum of dilute nuclei that provides maximum possible breeding.

The features of metallic fuel and the results of calculational studies of the use of metallic fuel in large fast sodium reactors with comparison to nitride fuel are presented in the paper. The conclusion drawn is that in the same layout of the core a metallic fuel is behind nitride fuel from the point of safety providing for the reactor.

The basic calculations have been conducted in the diffusion approximation on the basis of the known program complex TRIGEX.

Keywords: fast sodium reactor, nitride uranium-plutonium fuel, metallic fuel, fuel volume fraction, reactivity margin for burn-up.

REFERENCES

1. Zaboudko L.M., Mamaev L.I., Trufanov A.A. Analysis of calculated and experimental data for possible determine the causes depressurization of fuel rods with nitride fuel reactor BR-10 // Collection of papers from the seventh Russian conference on reactor materials science, Dimitrovgrad, 8-12 September 2003, p. 102 (in Russian).
2. International conference ICAPP 2011, - Nice, France, May 2-5, 2011, Paper 11340.
3. Fast Reactor Database: 2006 Update. IAEA – TECDOC-1531.
4. Adamov E.O., Zaboudko L.M., Matveev V.I., Rachkov V.I., Troyanov V.M., Khomyakov Y.S., Leonov V. N. A comparative analysis of the advantages and disadvantages of using metallic and nitride mixed uranium-plutonium fuel in fast reactors. *Energy*, Russian Academy of Sciences Publ., no. 2. 2015 (March-April 2015), pp. 3-15 (in Russian).
5. Shimkevich A., Proshkin A., Sedov A. Promising dense fuel for power reactors. *The collection REA*. No. 10, October 2011 (in Russian).
6. Zaboudko L. M. Operating Experience and problems of calculation justification dense fuels. Proceedings of the school-conference in Zelenograd, 08-11 November 2010. «Actual problems of development and production of nuclear fuel», Moscow, 2010, pp. 138-159 (in Russian).
7. Seregin A.S., Kislitsina T.S., Tsibulya A.M. Abstract complex programs TRIGEX.04: Preprint SSC RF-IPPE-2846. Obninsk, 2000 (in Russian)..
8. Kochetkov A.L. CARE Program – calculation of isotope kinetics, radiation and environmental characteristics of nuclear fuel during irradiation and aging: Preprint SSC RF-IPPE-2431. Obninsk, 1995 (in Russian).
9. Eliseev V.A., Zaboudko L.M., Malysheva I.V., Matveev V.I. Nitride fuel for the core of BN-

ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

- 1200 type advanced sodium cooled fast reactor. *Atomic energy*, v. 114, iss. 5, May 2013, pp. 266-271.
10. Poplavsky V.M., Tsiboulya A. M., Khomyakov Yu.S., Matveev V.I., Eliseev V.A., Tsikunov A.G., Vasiljev B.A., Belov S.B., Farakshin M.R. Core Design and Fuel Cycle of Advanced Fast Reactor with Sodium Coolant. *Atomicenergy*, v. 108, no.4, April 2010, pp. 206-211.
11. Matveev V. I., Khomyakov Y.S. Technical physics sodium fast reactors with sodium coolant. Textbook for high schools. Under the editorship of Prof. interviewer Russian Academy of Sciences V.I. Rachkov. Moscow. Izdatel'skij dom MEI Publ., 2012, pp. 221 – 239 (in Russian).
12. Eliseev V.A., Malysheva I.V., Matveev V.I., Egorov A.V., Maslov P.A. Enhancement of the inherent self-protection of the fast sodium reactor cores with oxide fuel. // Global 2013, Salt Lake City, Utah. September 29-October 3, 2013, pp. 766-775.
13. Bauer A.A., Cybulskis B., Green J.L. Mixed-nitride performance in EBR-II. Proc. of Int.Meeting on Advanced LMFBR Fuels, Tucson, October 10-13, 1977, p. 299.

Authors

Matveev Vyacheslav Ivanovich, Leading Scientist, Cand. Sci. (Phys.-Math.),
E-mail: matveev@ippe.ru

Malysheva Irina Victorovna, Senior Scientist,
E-mail: imalysheva@ippe.ru

Bur'evskij Ivan Vasil'evich, Senior Scientist

ПРИМЕНЕНИЕ КОНЦЕПТУАЛЬНОЙ МОДЕЛИ ЗОНАЛЬНОСТИ ХРОНИЧЕСКОГО ДЕЙСТВИЯ ИОНИЗИРУЮЩЕЙ РАДИАЦИИ ПРИ ИЗУЧЕНИИ ПОВЕДЕНИЯ РАДИОСТРОНЦИЯ В СУХОПУТНЫХ ЭКОСИСТЕМАХ

Р.Р. Шошина*, Г.В. Лаврентьева*, **, Б.И. Сынзыныс*

* Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ.

249020 Россия, г. Обнинск, Студгородок, 1

** Калужский филиал МГТУ им. Н.Э.Баумана

248000 Россия, г. Калуга, ул. Баженова, 2



В системе «почва-растительность-раковины моллюсков» на биотопе регионального хранилища радиоактивных отходов изучалось поведение радионуклида Sr-90. Цель работы – рассмотрение возможности применения концептуальной модели зональности хронического действия ионизирующей радиации в природных популяциях при изучении поведения Sr-90 в сухопутных экосистемах и выявление радиоэкологических зон биологического действия хронического облучения ионизирующей радиацией популяции моллюска на основании биогеохимических закономерностей миграции техногенного радиостронция в экосистеме. Анализ образцов почв, растительного материала и моллюсков (улитки кустарниковой) выполнялся методом радиохимического выделения с использованием спектрометра «БЕТА-01С». Годовые дозы внешнего бета-облучения тканей моллюсков вычислялись по формулам Левиндженера и Маринелли.

Выявлено, что мощности доз облучения моллюсков лежат в пределах 0,03 – 1,60 Гр/г. На основании этого выполнена структуризация экспериментальных данных об удельной активности Sr-90 в изучаемой системе в соответствии с моделью Г.Г. Поликарпова. На экспериментальной площадке выявлены три экологические зоны с закономерным изменением удельной активности Sr-90 в раковинах моллюсков. В зоне физиологической маскировки содержание нуклида в раковинах может быть большим на порядок и более, чем в растительности. В зонах экологической маскировки и явных экологических эффектов удельные активности радионуклида в раковинах моллюсков по сравнению с его содержанием в растительности уменьшаются в 8 и 40 раз соответственно (снижения удельной активности нуклида в растительности не отмечается). Выполненные исследования позволяют сделать вывод о возможной адаптации показателей миграции Sr-90 в сухопутных экосистемах.

Ключевые слова: Sr-90, кустарниковая улитка *Bradybaena Fruticicola fruticum*, экологическая зона, мощность дозы, почвенно-растительный покров.

© Р.Р. Шошина, Г.В. Лаврентьева, Б.И. Сынзыныс, 2015

Изучение радиочувствительности животных представляет интерес для оценки процесса адаптации организмов в условиях повышенного радиационного фона. При этом возможен учет изменения различных показателей, включая генетические, морфологические, численность особей, поведенческую активность и др.

Среди широкого спектра моделей [1, 10, 18], направленных на выявление отклика компонентов биоты на воздействие различного генезиса, может представлять интерес концептуальная модель зональности хронического действия ионизирующей радиации [14]. В соответствии с моделью возможно осуществление прогностической оценки состояния биоты при выявлении радиоэкологических зон мощностей доз ионизирующих излучений в природе. В основе определения граничных доз облучения экологических зон лежит регистрация изменений в наиболее радиочувствительных структурах и функциях живых организмов и их сообществ.

В работе предпринята попытка выявления радиоэкологических зон биологического действия хронического облучения ионизирующей радиацией популяции кустарниковой улитки *Bradybaena Fruticicola fruticum* на основании биогеохимических закономерностей миграции техногенного Sr-90 в системе «почва-растительность-моллюски».

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ

Экспериментальной площадкой служит биотоп регионального хранилища радиоактивных отходов, который находится в условиях хронического облучения в результате сформировавшегося нерегулируемого источника поступления техногенных радионуклидов в результате утечки одной из емкостей хранилища [2, 3, 11, 12]. Радиоэкологическая обстановка на территории расположения хранилища обусловлена Sr-90 [12, 21]. Отбор проб почвы, растительности, улиток кустарниковых осуществляли на локальных участках экспериментальной площадки, представляющих наибольший интерес с точки зрения вариации значений мощности доз облучения моллюсков [16].

Отбор проб почв производился методом «конверта» с поверхности почвенного покрова под растительностью с площади 1м², на которой обитали моллюски, и послойно (0 – 5 см, 20 см).

Отбор проб растительного материала (крапивы двудомной) производили с учетом особенностей обитания моллюсков на локальных участках.

Моллюсков отбирали в количестве не менее 8 – 10 шт. Для более точного расчета мощности доз облучения животных определялся средний возраст улиток [5].

Для определения содержания Sr-90 в отобранных пробах был использован метод радиохимического выделения с последующим измерением активности радионуклида на сцинтилляционном спектрометре «БЕТА-01С» по стандартной методике определения содержания Sr-90 по бета-излучению его дочернего радионуклида Y-90 [7].

Расчет годовых доз внешнего бета-облучения тканей моллюсков за счет Sr-90 и его дочернего радионуклида Y-90, содержащихся в раковинах, производили по формулам Левинджера и Маринелли, учитывая холодный и теплый периоды года [19].

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЯ

Расчет мощности поглощенных доз для моллюсков с учетом удельных активностей от излучения Sr-90, Cs-137, K-40, Ac-228 показывает, что основную часть в поглощенной дозе для моллюсков составило внешнее облучение, формируемое Sr-90 (с учетом основного вклада Y-90) для всех исследованных локальных участков [12]. Известно, что моллюски могут быть индикаторами содержания Sr-90 в природной среде ввиду способности активно накапливать радионуклид в своих раковинах [17, 20].

Следует отметить, что подходы к интерпретации данных о содержании радионуклидов в компонентах экосистем достаточно широки, включая биогеохимические показатели миграции радионуклидов, изменение морфологических показателей, поведенческой активности, генетических показателей и др. При этом могут представлять интерес функциональные зависимости изменения удельной активности Sr-90 в системе «почва-растительность-раковины моллюсков».

Полученные в ходе эксперимента функциональные зависимости были обработаны и распределены согласно концептуальной модели зональности хронического действия ионизирующей радиации [8, 9, 14, 15]. В соответствии с рассматриваемой моделью, экосистема, подвергающаяся хроническому действию ионизирующей радиации, зонируется на пять категорий: зона неопределенности (ниже наименьшего уровня природного фона: < 0,00001 – 0,00004 Гр/г); зона радиационного благополучия (в пределах природного фона: 0,00004 – 0,005 Гр/г); зона физиологической маскировки (0,005 – 0,05 Гр/г); зона экологической маскировки (0,05 – 0,4 Гр/г) и зона явного действия (> 0,4 Гр/г – зона драматических эффектов для наземных животных). Классификация распространяется на все уровни организации живой природы с учетом изменения в наиболее радиочувствительных структурах и функциях живых организмов и сообществ [14]. В данной работе рассматривается применение модели на видовом уровне с учетом функциональных зависимостей изменения удельной активности Sr-90 в системе «почва-растительность-раковины моллюсков».

Анализ полученных мощностей доз облучения моллюсков в пределах исследованной экспериментальной площадки позволяет заключить, что ни один локальный участок не находится в пределах зоны неопределенности и зоны радиационного благополучия.

К зоне физиологической маскировки на основании рассчитанных мощностей доз облучения моллюсков можно отнести пять локальных участков (рис. 1).

Можно предположить, что способность к накоплению Sr-90 раковинами моллюсков в данной экологической зоне не подвержена угнетению. При этом наблюдается увеличение удельной активности радионуклида в раковинах моллюсков в 2 – 11 раз и 2 – 14 раз по сравнению с его удельной активностью в растениях и почве соответственно.

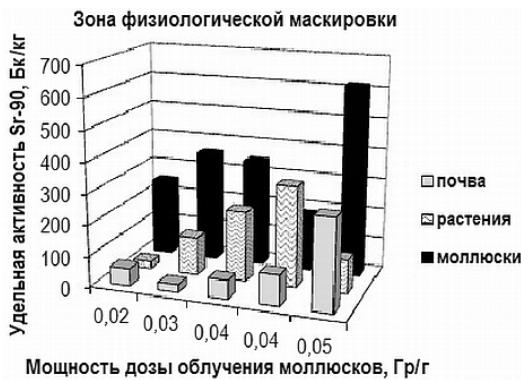


Рис.1. Изменение удельной активности Sr-90 в системе «почва-растительность-раковины моллюсков» в зоне физиологической маскировки

В зоне экологической маскировки, к которой можно отнести семь локальных участков (рис. 2), наблюдается резкое снижение удельной активности радионуклида в раковинах моллюсков до шести и восьми раз по сравнению с содержанием радионуклида в почве и растительности соответственно, несмотря на высокое содержание Sr-90 как в почве (от 370 до 5200 Бк/кг), так и в рас-

тительности (от 1 до 3 кБк/кг).

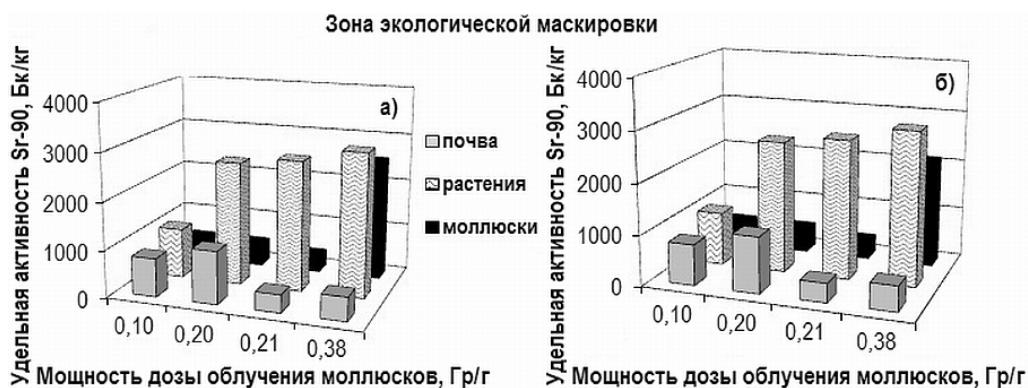


Рис. 2. Изменение удельной активности Sr-90 в системе «почва-растительность-раковины моллюсков» в зоне экологической маскировки

Полученная закономерность может быть обусловлена высокой чувствительностью моллюсков к действию загрязнителей разного генезиса [4, 6, 13]. Можно предположить, что биологический аппарат моллюсков, готовящий стронций к включению в состав раковины, также является чувствительным к негативному воздействию [20]. Повышенные уровни ионизирующей радиации могут быть причиной нарушения функционирования этого аппарата, что приводит к снижению содержания радионуклида в раковинах. С другой стороны, при полученных мощностях доз может выражаться угнетающее действие Sr-90 на потребность моллюсков в поедаемости корма.

Подобная зависимость изменения удельной активности Sr-90 проявляется на четырех локальных участках в зоне явных экологических эффектов (рис. 3), характеризующейся мощностью дозы облучения более 0,4 Гр/г.



Рис.3. Изменение удельной активности Sr-90 в системе «почва-растительность-раковины моллюсков» в зоне явных экологических эффектов

Удельная активность радионуклида в раковинах моллюска уменьшается в 6 – 40 раз по сравнению с содержанием радионуклида в растениях. При этом наблюдается резкое увеличение (до 38-ми раз) радионуклида в растительности по сравнению с его содержанием в почве.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработка принципов и методов оценки состояния биологических систем различного уровня организации является важной научной и практической задачей, для успешного решения которой необходимо понимание закономерностей поведения загрязняющих веществ в экосистемах. В проведенных исследованиях были выяв-

лены закономерности миграции радионуклида Sr-90 в системе «почва-растительность-раковины_моллюсков». Установлено, что моллюски вида *Bradybaena Fruticicola fruticum* отличаются способностью активно накапливать Sr-90 в раковинах, что может характеризовать их как индикатора радиационного загрязнения почвенно-растительного покрова радиостронцием [20]. При этом удельные активности радионуклида в раковинах варьируют в широких пределах в зависимости от содержания Sr-90 в почвенно-растительном покрове и соответственно от мощности дозы облучения. В данной работе определено, что удельные активности Sr-90 в раковинах моллюсков закономерно изменяются в экологических зонах, предложенных в концептуальной модели зональности хронического действия ионизирующей радиации. Следует отметить, что наряду с ранее применяемыми вариативными показателями в рамках этой модели, таких как увеличение темпов клеточного деления у простейших *Colpoda sp.*, двигательная ориентации у планарии *Dugesia dorocephala*, уменьшение митотической активности у эмбрионов морских рыб *Scorpena porcus*, исчезновение старше-возрастных групп в популяциях *Carassius auratus gibelio* и др. [14], возможна адаптация биогеохимических закономерностей и показателей миграции Sr-90 в сухопутных экосистемах к рассматриваемой модели.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ (Договор №НК-15-38-20142\15)

Литература

1. Баумгертнер М. В. Оценка экологического состояния окружающей среды Кемеровской области с помощью метода лихеноиндикации // Проблемы региональной экологии. 2011, № 6. С. 180-182.
2. Васильева А.Н., Козьмин Г.В., Н.Е. Латынова и др. Общие закономерности загрязнения геосистем в районе размещения регионального хранилища радиоактивных отходов // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2007. № 2. – С. 64–74.
3. Васильева А.Н., Козьмин Г.В., Вайзер В.И. и др. Оценка защитных барьеров на пути миграции радионуклидов в районе размещения хранилища радиоактивных отходов // Известия ВУЗов. Ядерная энергетики. 2007. № 3. Выпуск 1. – С. 74–82.
4. Ганин Г.Н. Пороговый эффект у беспозвоночных при миграции тяжелых металлов в трофической цепи почва–педобионты // Вестник ДВО РАН. 2008. № 1. С. 98–106.
5. Гребенников М.Е., Хохуткин И.М. Содержание тяжелых металлов в наземных моллюсках в районе Среднеуральского медеплавильного завода // Материалы научно-практической конференции «Экологические основы стабильного развития Прикамья». г. Пермь. 2000. 92 с.
6. Карнаухов В.Н. О роли каротиноидов в формировании липофусцина и адаптации клеток к недостатку кислорода // Цитология. 1973. Т. 15. № 5. С. 538–542.
7. Кузнецова А.В., Силин В.И., Павлоцкая Ф.И., Халиков С.К., Нязов Х.Р. Методические указания по определению содержания Sr-90 и Cs-137 в почвах и растениях. М., 1985. 26 с.
8. Кутлахмедов Ю.А., Корогодин В.И., Родина В.В., Матвеева И.В., Петрусенко В.П., Саливон А.Г., Леншина А.Н. Теория и модели радиоемкости в современной радиоэкологии. / В сб. матер. Международной конференции «Радиоэкология: итоги, состояние и перспективы». М., 2008. С. 177–193.
9. Кутлахмедов Ю.А., Матвеева И.В., Петрусенко В.П., Саливон А.Г., Родина В.В., Леншина А.Н. Проблемы экологического нормирования и радиационная безопасность биоты экосистем // Техногенная безопасность. Т. 116. Вып. 103, 2009. С. 29–33.
10. Кутлахмедов Ю.А., Матвеева И.В., Заитов В.Р. Моделирование радиоэкологических процессов методом камерных моделей на примере села в Волынской области // Вісник Національного авіаційного університету. 2005, № 3. С. 173–176.
11. Лаврентьева Г.В., Бахвалов А.В., Сынзыныс Б.И., Муллаярова Р.Р. Технология оценки экологического риска для сухопутной экосистемы в условиях хронического радиоактивного загрязнения // Проблемы анализа риска. 2012. Т. 9. № 5. – С. 30–43.
12. Лаврентьева Г.В., Силин И.И., Сынзыныс Б.И. Загрязнение геосистем радиоактивным

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

- стронцием в районе размещения регионального хранилища радиоактивных отходов // Геоэкология. Инженерная геология. Гидрогеология. Геокриология. 2015, № 1. С. 36–46.
13. *Петухова Г.А.* Моллюски как чувствительные тест-индикаторы состояния перфитона при действии антропогенного пресса загрязнителей // Вестник Тюменского государственного университета 2005. № 5. С. 97-100.
14. *Поликарпов Г. Г.* Радиационная защита биосферы, включая Homo Sapiens: выбор принципов и поиски решения // Морской экологический журнал. Т. 5. № 1. 2006. С.16-34.
15. *Поликарпов Г.Г., Цыцугина В.Г.* Гидробионты в зоне влияния аварии на Кыштыме и в Чернобыле. // Радиационная биология. Радиоэкология. 1995. Т. 35. № 4. С. 536-548.
16. *Сынзыныс Б.И., Мирзебабасов О.А., Лаврентьева Г.В., Шошина Р.Р., Момот О.А.* Оценка радиационного экологического риска и её неопределенность для биоценоза регионального хранилища радиоактивных отходов // Радиация и риск. 2014. Т.23. №4. С.43-54
17. *Францевич Л.И., Паньков И.В., Ермаков А.А., Корнюшин А.В., Захарчук Т.Н.* Моллюски-индикаторы загрязнения среды // Экология. 1995. №1. С. 57-62.
18. *Фрид А.С.* Модели миграции Cu, Zn, Cd в почвах при орошении городскими сточными водами // Математические модели в теоретической экологии и земледелии, 2014.-С.73-76
19. *Хайна Дж., Браунелл Г.* Радиационная дозиметрия. / Под ред. Н.Г. Гусева, К.А. Труханова –М.: Изд-во иностранной литературы. 1958. 637с.
20. *Шошина Р. Р., Лаврентьева Г. В., Гешель И. В., Сынзыныс Б. И.* Биогеохимические показатели миграции техногенного радионуклида Sr-90 на биотопе регионального хранилища радиоактивных отходов // Ядерная физика и инжиниринг. 2014. Т. 5, № 3. С. 223–228.
21. *Lavrentyeva G.V.* Characteristic of pollution with groundwater inflow ^{90}Sr natural waters and terrestrial ecosystems near a radioactive waste storage // Journal of Environmental Radioactivity. №135. 2014. PP. 128-134.

Поступила в редакцию 27.02.15 г.

Авторы

Шошина Регина Ринатовна, аспирант
E-mail: regina.rinatovna.m@mail.ru

Лаврентьева Галина Владимировна: кандидат биол. наук, доцент
E-mail: Lavrentyeva_G@list.ru

Сынзыныс Борис Иванович: доктор биол. наук, профессор
E-mail: ecology@iate.obninsk.ru

UDC 504.064.2.001.18

APPLICATION OF ZONALITY CONCEPTUAL MODEL OF CHRONIC EFFECTS OF IONIZING RADIATION FOR STUDYING THE BEHAVIOR OF RADIOSTRONTIUM IN TERRESTRIAL ECOSYSTEMS

Shoshina R.R.*, Lavrentyeva G.V.*,**, Synzynys B.I.*

*Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University MEPhI.

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

**Kaluga branch, Bauman Moscow State Technical University.

2 Bazhenov str., Kaluga, 248000 Russia

ABSTRACT

The study of the behavior of radionuclides Sr-90 in the system «soil-plants-shell clams» on biotope regional radioactive waste storage was conducted. The purpose of the work was to examine the possibility of applying of conceptual model zonality of a chronic action of ionizing radiation in natural populations in the study of behavior of radiostrontium in terrestrial ecosystems and in identifying radioecological zones of the biological action of a chronic exposure to ionizing radiation of the mollusc population based on the biogeochemical regularities of technogenic migration of Sr-90 in the system «soil-plant-molluscs». The study was conducted at the experimental territory presented biotope of the regional radioactive waste storage. Selected samples of soil, plant material (*Urtica dioica*) and molluscs (snails shrub) have analyzed using the method of radiochemical separation followed by measuring the activity of the radionuclide on the scintillation spectrometer «BETA-01C». Calculation of annual doses of external beta-irradiated tissues molluscs by Sr-90 and its subsidiary radionuclide Y-90 contained in the shells, using the formula Levinger and Marinelli.

Thus, found that the dose rates of molluscs *Bradybaena Fruticicola fruticum* vary within 0,03-1,60 Gy/year. Based on the obtained dose rates of irradiation was performed structuring of the experimental data on the specific activity of Sr-90 in the studied system with regard of the zonality conceptual model of chronic effects of ionizing radiation, G.G. Polikarpov. In the studied area it is possible to determine the identity local sites of research in three ecological zones: a zone of physiological masking, a zone of ecological masking, a zone of explicit environmental effects. The specific activities of Sr-90 in mollusc shells regularly change in ecological zones. In connection with this in addition with the previously applied variative parameters within the conceptual model can be adapted and biogeochemical regularities and indicators of migration of Sr-90 in terrestrial ecosystems.

Key words: Sr-90, mollusc *Bradybaena Fruticicola fruticum*, ecological zone, the dose rate, land cover.

REFERENCES

1. Baumgertner M. V. Otsenka ekologicheskogo sostoyaniya okruzhayuscheniy sredy Kemerovskoy oblasti s pomoshchyu metodlichenoindikatsii [Assessment of ecological state of the environment of Kemerovo region by the method lichenoindication] *Problemy regionalnoj ekologii*, 2011, no. 6, pp. 180-182 (in Russian).
2. Vasileva A.N. Kozmin G.V., Latyinova N.E. et al. Obschie zakonomernosti zagryazneniya geosistem v rayone razmeshcheniya regionalnogo hranilischa radioaktivnyih othodov [General regularities of pollution geosystems in the placement of the regional radioactive waste storage]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2007, no. 2, pp. 64-74 (in Russian).

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

3. Vasileva A.N., Kozmin G.V., Vayzer V.I. et al. Ocenka zaschitnyh bar'erov na puti migracii radionuklidov v rajone razmescheniya hranilischa radioaktivnyih othodov [Evaluation of protective barriers to the migration of radionuclides in the area of radioactive waste disposal facility]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2007, no. 3, pp. 74–82 (in Russian).
4. Ganin G.N. Porogovyj effekt u bespozvonochnyh pri migraciyi tyazhyolyh metallov v troficheskoy cepi pochva–pedobionty [Threshold effect in invertebrates during migration of heavy metals in the food chain soil-pedalion]. *Vestnik DVO RAN.* 2008, no. 1, pp. 98-106 (in Russian).
5. Grebennikov M.E., Hohutkin I.M. Soderzhanie tyazhyolyh metallov v nazemnyh molluskah v rajone Sredneural'skogo medeplavil'nogo zavoda [The content of heavy metals in terrestrial molluscs in the area of Sredneuralsky copper smelter]. *Materialy nauchno-prakticheskoy konferencii Ekologicheskie osnovy stabil'nogo razvitiya Prikam'ya.* Perm'. 2000, p.92 (in Russian).
6. Karnauhov V.N. «O roli karotinoidov v formirovaniyi lipofuscina i adaptacii kletok k nedostatku kisloroda» [About the role of carotenoids in the formation of lipofuscin and adaptation of cells to oxygen deficiency]. *Citologiya.* 1973, v. 15, no. 5, pp. 538-542 (in Russian).
7. Kuznecov A.V., Silin V.I., Pavlockaya F.I., Halikov S.K., Niyazov H.R. Metodicheskie ukazaniya po opredeleniyu soderzhaniya Sr-90 i Cs-137 v pochvah i rasteniyah [Methodical guidelines on determination of the Sr-90 and Cs-137 in soils and plants]. Moscow. 1985, p. 26 (in Russian).
8. Kutlahmedov Yu.A., Korogodin V.I., Rodina V.V., Matveeva I.V., Petrusenko V.P., Salivon A.G., Lenshina A.N. Teoriya i modeli radioemkosti v sovremennoj radioekologii [Theory and models in modern radioecology radiocapacity] *Vsb. matrialov Mezhdunarodnoy konferentsii «Radioekologiya: itogi, sostoyanie i perspektivy» / Moscow.* 2008, pp. 177–193 (in Russian).
9. Kutlahmedov Yu.A., Matveeva I.V., Petrusenko V.P., Salivon A.G, Rodina V.V., Len'shina A.N. Problemy ekologicheskogo normirovaniya i radiacionnaya bezopasnost' bioti ekosistem [Problems of environmental regulation and radiation safety of biota of ecosystems]. *Tehnogennaya bezopasnost'.* 2009, v. 116. iss. 103, pp. 29-33 (in Russian).
10. Kutlahmedov Yu.A., Matveeva I.V., Zaitov V.R. Modelirovanie radioekologicheskikh processov metodom kamernyh modeley na primere sela v Volynskoy oblasti [Modeling of radioecological processes method of chamber models on the example village in Volyn' region]. *Visnik Natsional'nogo aviatziynogo universitetu.* 2005, no. 3, pp. 173–176. (in Russian)
11. Lavrentyeva G.V., Bahvalov A.V., Syinzyinyis B.I., Mullayarova R.R. Tehnologiya ocenki ekologicheskogo riska dlya suhoputnoj ekosistemy v usloviyah hronicheskogo radioaktivnogo zagryazneniya [Technology of ecological risk assessment for the terrestrial ecosystem under chronic radioactive contamination]. *Problemy analiza riska.* 2012, v. 9, no. 5, pp. 30–43 (in Russian).
12. Lavrentyeva G.V., Silin I.I., Synzynys B.I. Zagryaznenie geosistem radioaktivnym stroncium v rajone razmescheniya regional'nogo hranilischa radioaktivnyih othodov [Pollution of geosystems of radioactive strontium in the placement of regional radioactive waste storage]. *Geoekologiya. Inzhenernaya geologiya. Gidrogeologiya. Geokriologiya.* 2015, no. 1, pp. 36–46 (in Russian).
13. Petuhova G.A. Mollyuski kak chuvstvitel'nye test-indikatory sostoyaniya perfitona pri dejstvii antropogenного pressa zagryaznitelej» [Molluscs as sensitive test status indicators of periphyton under the action of anthropogenic pressure pollutants]. *Vestnik Tjumenskogo gosudarstvennogo universiteta.* 2005, no. 5, pp. 97-100 (in Russian).
14. Polikarpov G. G. Radiacionnaya zaschita biosfery, vkljuchaya Homo Sapiens: vybor principov i poiski resheniya [Radiation protection of the biosphere, including Homo Sapiens: the choice of the principles and searches of solutions]. *Morskoy ekologicheskij zhurnal.* 2006, v. 5, no. 1, pp.16-34 (in Russian).
15. Polikarpov G.G., Cycugina V.G. Gidrobionty v zone vliyaniya avarii na Kyshtyme i v Chernobyle. [Hydrobionts in the zone of influence of the accident at the Kyshtym and Chernobyl. Radiation Biology. Radioecology]. *Radiacionnaya biologiya. Radioekologiya.* 1995, vol. 35, no. 4, pp. 536-548 (in Russian).
16. Synzynys B.I., Mirzeabasov O.A., Lavrent'eva G.V., Shoshina R.R., Momot O.A. Ocenna

- radiacionnogo ekologicheskogo riska i ego neopredeljonnost' dlya biocenoza regional'nogo hranilischa radioaktivnyh othodov [Assessment of the radiative environmental risks and its uncertainty for the biocenosis of regional radioactive waste storage]. *Radiaciya i risk.* 2014, v. 23, no. 4, pp. 43-54 (in Russian).
17. Frantsevich L.I, Pan'kov I.V, Ermakov A.A, Kornjushin A.V, Zaharchuk T.N Mollyuski-indikatory zagryazneniya sredy [Molluscs-indicators of environmental pollution]. *Ekologiya.* 1995, no. 1, pp. 57-62 (in Russian).
18. Frid A.S. Modeli migracii Cu, Zn, Cd v pochvah pri oroshenii gorodskimi stochnyimi vodami [Models of migration Cu, Zn, Cd in soils under irrigation by municipal wastewater]. *Matematicheskie modeli v teoreticheskoy ekologii i zemledelii.* 2014, pp. 73-76. (in Russian).
19. Hajna Dzh., Braunell G. *Radiacionnaya dozimetriya* [Radiation dosimetry]. Editors, Guseva N.G., Truhanova K.A. Moscow, Izdatel'stvo inostrannoj literatury Publ., 1958, p. 637 (in Russian).
20. Shoshina R. R., Lavrent'eva G. V., Geshel' I. V., Synzynys B. I. Biogeohimicheskie pokazateli migracii tehnogenного radionuklida Sr-90 na biotope regional'nogo hranilischa radioaktivnyh othodov [Biogeochemical indicators of migration of technogenic radionuclides Sr-90 on biotope of regional radioactive waste storage]. *Yadernaya fizika i inzhiniring.* 2014, v. 5, no. 3, pp. 223-228 (in Russian).
21. Lavrentyeva G.V. Characteristic of pollution with groundwater inflow ⁹⁰Sr natural waters and terrestrial ecosystems near a radioactive waste storage. *Journal of Environmental Radioactivity* 2014, no. 135, pp. 128-134.

Autors

Shoshina Regina Rinatovna, PhD Student
E-mail: regina.rinatovna.m@mail.ru

Lavrent'eva Galina Vladimirovna, Associate Professor, Cand. Sci. (Biology)
E-mail: Lavrentyeva_G@list.ru

Synzynys Boris Ivanovich, Professor, Dr. Sci. (Biology)
E-mail: ecology@iate.obninsk.ru