

Национальный исследовательский
ядерный университет «МИФИ»

ИЗВЕСТИЯ ВУЗОВ
ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

Издается с 1993 г.

№ 2016 г.

СОДЕРЖАНИЕ

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

С.И. Минин, А.И. Трофимов, М.А. Трофимов

Технология термической сварки циркуляционных трубопроводов АЭС с воздействием ультразвука	5
--	---

С.Т. Лескин, В.И. Слободчук, А.С. Шелегов

Анализ состояния ГЦН ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации	12
--	----

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

Гидроциркониевая реакция в гетерогенных композициях	23
---	----

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

Н.Н. Нетяга, С.П. Саакян, В.П. Поваров

Оценка рисков повреждения узла приварки коллектора к патрубку ПГ АЭС с ВВЭР	31
---	----

В.И. Павелко, М.Т. Слепов, В.У. Хайретдинов

Опыт проведения комплексных измерений с использованием разнородных систем на различных этапах пуска энергоблока ВВЭР-1200	44
--	----

П.А. Блохин, Ю.Е. Ванеев, В.Д. Ковалчук, Д.В. Крючков, В.В. Мёвиус

Программно-технический комплекс обоснования безопасности объектов ядерного наследия	55
--	----

В.А. Кутьков, В.В. Ткаченко

Авария на АС Фукусима-Дайити как стресс-тест для национальной системы защиты населения при тяжелой аварии на атомной станции	67
---	----

ИСТОРИЯ НАУКИ

О.Ф. Кухарчук, В.А. Линник, А.П. Пышко, Ю.С. Юрьев

В.Я. Пупко и космическая ядерная энергетика	78
---	----

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Р.Ш. Асхадуллин, А.А. Осипов, Д.А. Скобеев

- Жидкометаллическая технология синтеза
анизотропного наноструктурного аэрогеля AlOOH 91

О.В. Лаврова, А.Ю. Легких, А.Н. Стороженко

- Термодинамические аспекты процесса окисления металлических примесей и поверхностей
сталей в расплавах тяжелых жидкых металлов 102

*Ф.А. Козлов, С.Г. Калякин, А.П. Сорокин, В.В. Алексеев,
А.А. Труфанов, М.А. Коновалов, Е.А. Орлова*

- Особенности технологии очистки от примесей высокотемпературного
натриевого теплоносителя в быстром реакторе для производства водорода
и других инновационных применений 114

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Т.А. Фролова

- Оптимизация размножающих свойств нейтронопроизводящей мишени ЭЯУ 125

И.А. Паршиков, А.М. Щекатуров, Ю.А. Долгов, И.А. Ларионов

- Разработка комплексной модели ИЯУ МБИР с использованием среды
динамического моделирования SimInTech и расчетного кода PRISET 133

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА В ЛИЦАХ. PERSONALIA

А.Г. Портяной, Ю.В. Фролов

- Игорь Ильич Бондаренко 146

CONTENTS

NUCLEAR POWER PLANTS

Minin S.I., Trofimov A.I., Trofimov M.A.

- The technology of thermal welding of the circulation piping of NPPs containing the influence of ultrasound 5 (10)

Leskin S.T., Slobodchuk V.I., Shelegov A.S.

- Analisis of VVER-1000 main circulation pump condition under operation 12 (21)

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

- Hydrozirconium reaction in heterogeneous compositions 23 (29)

GLOBAL SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS OF NUCLEAR POWER INSTALLATIONS

Netyaga N.N., Saakyan S.P., Povarov V.P.

- Assessment of risks of damage of welded joint of manifold and steam generator connection sleeve for NPP with VVER 31 (42)

Pavelko V.I., Slepov M.T., Khayretdinov V.U.

- Experience of carrying out comprehensive measurements using heterogeneous systems at various stages of the VVER-1200 power unit commissioning for operation 44 (53)

Blokhin P.A., Vaneev Yu.E., Kovalchuk V.D., Kryuchkov D.V., Mevius V.V.

- Software and technical complex for safety substantiation of nuclear legacy facilities 55 (64)

Kutkov V.A., Tkachenko V.V.

- The Fukushima-Daiichi NPP accident as a stress-test for the national system for public protection in the event of a severe nuclear power plant accident 67 (75)

HISTORY OF SCIENCE

Kukharchuk O.F., Linnik V.A., Pyshko A.P., Yuriev Yu.S.

- V.Ya. Pupko and Space Nuclear Power 78 (88)

NUCLEAR MATERIALS

Askhadullin R.Sh., Osipov A.A., Skobeev D.A.

Liquid metal technology of synthesis of AlOOH anisotropic nanostructured aerogel 91 (99)

Lavrova O.V., Legkikh A.Yu., Storozhenko A.N.

Thermodynamic aspects of oxidation of metallic impurities and steel surfaces
in heavy liquid metal melts 102 (112)

*Kozlov F.A., Kalyakin S.G., Sorokin A.P., Alekseev V.V.,
Trufanov A.A., Konovalov M.A., Orlova E.A.*

Features of technology of purification from impurities
of high-temperature sodium coolant in a fast reactor for hydrogen production
and other innovative applications 114 (122)

MODELLING PROCESSES AT NUCLEAR FACILITIES

Frolova T.A.

Optimization of breeding properties of the spallation neutron source target for ADS 125 (131)

Parshikov I.A., Dolgov Yu.A., Larionov I.A., Shchekaturov A.M.

Development of the integrated model of MBIR research reactor facility
in the SmInTech simulation environment using the PRISET estimate code 133 (144)

ТЕХНОЛОГИЯ ТЕРМИЧЕСКОЙ СВАРКИ ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ ТРУБОПРОВОДОВ АЭС С ВОЗДЕЙСТВИЕМ УЛЬТРАЗВУКА

С.И. Минин, А.И. Трофимов, М.А. Трофимов

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



Предложена технология термической сварки циркуляционных трубопроводов АЭС с воздействием ультразвука. Эта технология позволяет значительно увеличить прочность сварного соединения за счет снижения остаточных напряжений, уменьшения размеров зерен и дегазации сварного шва. При воздействии ультразвука увеличивается скорость сварки при уменьшении тока, что приводит к экономии электроэнергии. Технология термической сварки с воздействием ультразвука позволяет отказаться от термоотжига. Структура металла шва, подверженного ультразвуковой обработке в процессе сварки, становится идентичной основному металлу. Применение технологии термической сварки с воздействием ультразвука позволит повысить надежность сварных соединений и увеличить время их эксплуатации. Приведены результаты теоретических и экспериментальных исследований воздействий ультразвука на сварной шов и околосшовную зону.

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

ВВЕДЕНИЕ

Несущая способность сварных соединений значительно ниже несущей способности основного металла. Это связано с возникновением в процессе сварки внутренних и остаточных напряжений, которые складываются с эксплуатационными напряжениями, что приводит к разрушению металла сварных соединений.

В настоящее время для снижения остаточных напряжений в сварных соединениях циркуляционных трубопроводов и оборудования атомных станций применяется метод термического отпуска и деформационные методы [1, 2].

Термические и деформационные методы позволяют снизить остаточные напряжения в околосшовной зоне, но не устраняют структурную нестабильность и физико-химические неоднородности, в результате которых образуются внутренние напряжения в металле сварного шва и микротрешины [3].

ВОЗДЕЙСТВИЕ УЛЬТРАЗВУКА НА СВАРОЧНУЮ ВАННУ

В Обнинском институте атомной энергетики НИЯУ МИФИ разработана технология термической сварки с воздействием ультразвука в процессе сварки, в результате которой структура металла становится мелкозернистой и однородной. Исключаются внут-

© С.И. Минин, А.И. Трофимов, М.А. Трофимов, 2016

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

рение напряжения, происходит снятие остаточных напряжений в окколошовной зоне. Схема воздействия ультразвука на сварное соединение в процессе сварки приведена на рис. 1. Схема механизма воздействия ультразвука на процесс кристаллизации металла сварного соединения показана на рис. 2.

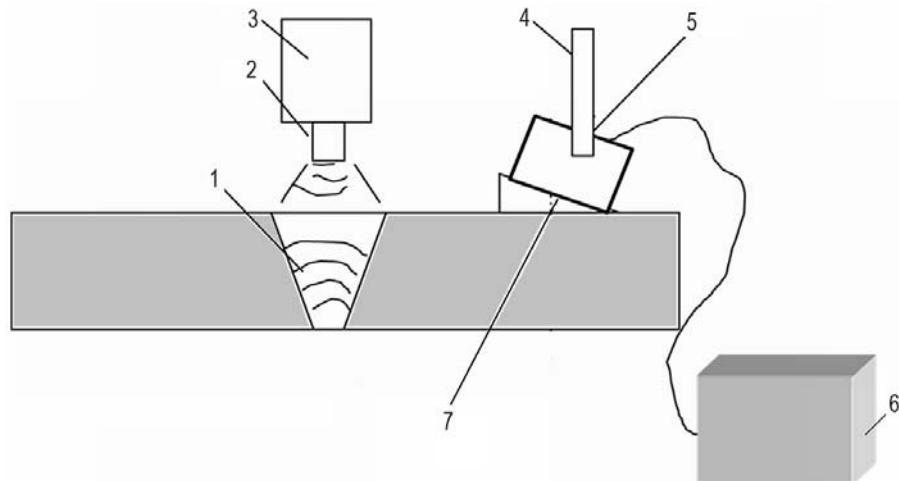


Рис. 1. Схема воздействия ультразвука на сварное соединение в процессе сварки: 1 – сварное соединение; 2 – электрод; 3 – держатель; 4 – кронштейн; 5 – ультразвуковой преобразователь; 6 – ультразвуковой генератор; 7 – призма

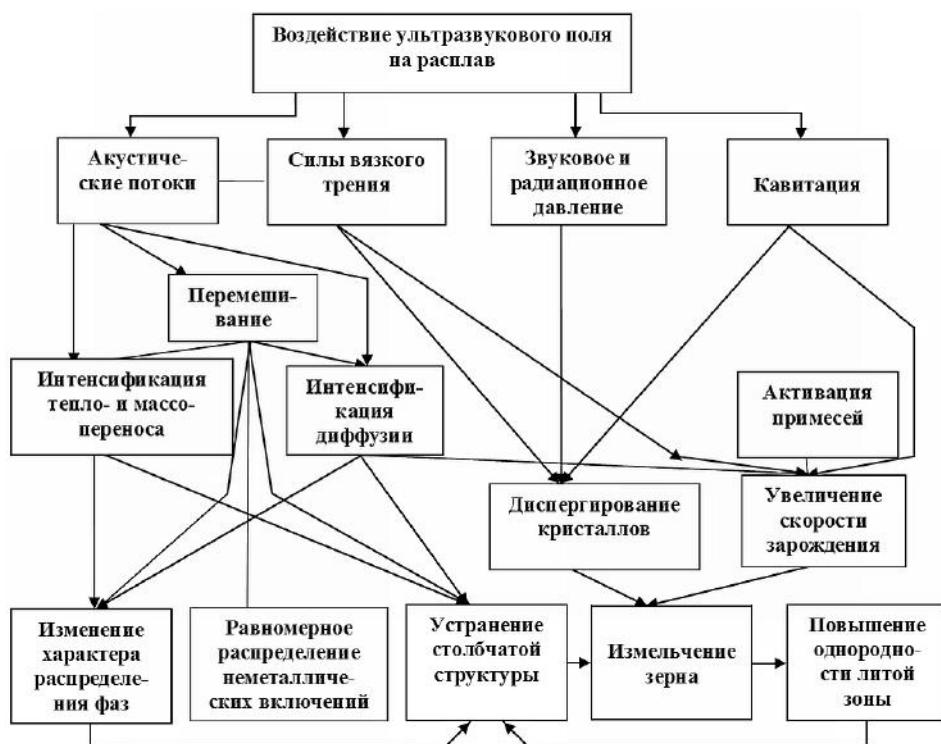


Рис. 2. Схема механизма воздействия ультразвука на процесс кристаллизации и дегазации металла

Роль отдельных факторов ультразвукового поля в создании тех или иных структурных изменений в металле зависит от условий кристаллизации. В различных зонах кристаллизующегося расплава может преобладать влияние какого-либо из фак-

торов ультразвукового поля. Так, например, диспергирование кристаллов может происходить в двухфазной зоне, а акустические потоки и перемешивание могут быть только в жидкой фазе. Если уменьшение величины зерна и устранение столбчатой структуры происходят за счет ультразвукового диспергирования, то изменение характера распределения фаз и процесс дендритной ликвидации определяются, главным образом, изменением градиента температур в расплаве и перемешиванием. При этом причинами диспергирования являются кавитация, силы вязкого трения, колебательные и радиационные давления. С этими же параметрами связано увеличение скорости зарождения центров кристаллизации [4 – 7].

Кавитационные явления в расплаве могут возникнуть, если колебательное давление в нем превышает определенную, характерную для данного вещества, величину. В расплавленном металле условия для возникновения и развития кавитационных процессов благоприятны. Одной из причин этого является значительная насыщенность расплавов растворенными газами, способствующая образованию кавитационных пузырьков. Кроме того, вследствие различной растворимости газов в твердой и жидкой фазах на фронте кристаллизации образуется избыток свободного газа, что должно создавать в этой области дополнительный источник кавитационных зародышей и снижать порог кавитации.

При дегазации расплавов в ультразвуковом поле в режиме развитой кавитации в нем протекают следующие процессы: зарождение кавитационных пузырьков; рост пузырьков в результате направленной диффузии из расплава в полость и вынос пузырьков на поверхность расплава [8].

Механизм воздействия ультразвука на околосшовную зону заключается в том, что воздействие ультразвука также приводит к повышению внутренней энергии металла за счет повышения степени возбуждения колебаний решетки, точечных дефектов, дислокаций, как и повышение температуры.

Ниже приведены результаты исследований воздействия ультразвука на процесс сварки сварных соединений оборудования АЭС. В частности, на рис. 3 показана микроструктура аустенитного металла сварного трубопровода Ду 300, полученная как при обычной сварке, так и при сварке, выполненной с помощью автоматизированного устройства ультразвуковой обработки сварных соединений [9].

В настоящее время на АЭС с реакторами РБМК-1000 наиболее проблемными являются сварные соединения циркуляционных трубопроводов Ду 300 мм, на АЭС с реакторами ВВЭР – сварные соединения парогенераторов ПГВ-1000 и ПГВ-440.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

Результаты исследований сварных соединений образцов трубопроводов Ду 300 мм, выполненных с воздействием ультразвука, показали, что структура металла сварного соединения становится мелкозернистой и однородной (см. рис. 3). Происходит существенное уменьшение остаточных напряжений и повышение пластических свойств. Относительное удлинение образцов из металла сварного соединения, выполненного с воздействием ультразвука, повысилось в 4,5 раза.

Исследование образцов сварных соединений №111 ПГВ-1000 и №23 ПГВ-440, выполненных с воздействием ультразвука, показали аналогичные результаты. Структура металла сварного соединения после ультразвуковой обработки изменилась и стала мелкозернистой и однородной (рис. 4, 5), уменьшились остаточные напряжения в 2,5 – 3 раза [10].

Для ультразвуковой обработки сварных соединений в процессе сварки в ИАТЭ НИЯУ МИФИ разработано и изготовлено автоматизированное устройство (рис. 6), которое эксплуатируется на АЭС.

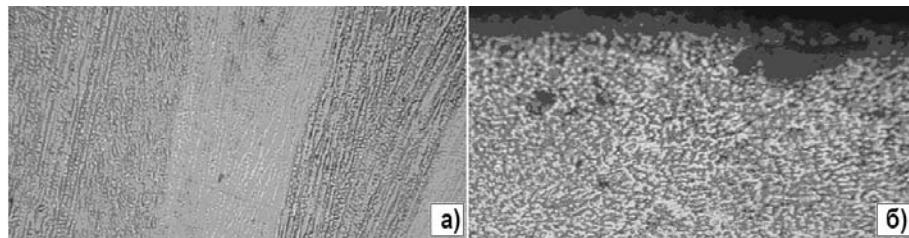


Рис. 3. Микроструктура аустенитного металла сварного шва трубопровода Ду 300 мм (сталь 08Х18Н10Т), полученного а) без воздействия ультразвука; б) с воздействием ультразвука (увеличение 125)

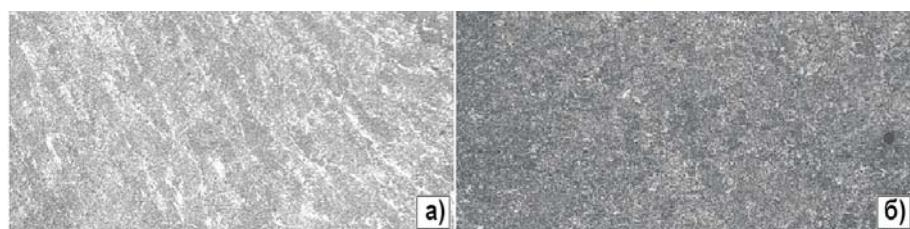


Рис. 4. Микроструктура шва №111 ПГВ-1000М, сформированная а) без воздействия ультразвука; б) с воздействием ультразвука

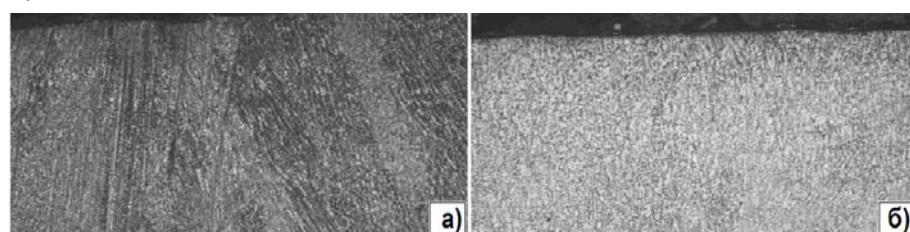


Рис. 5. Микроструктура шва №23, сформированная а) без воздействия ультразвука; б) с воздействием ультразвука

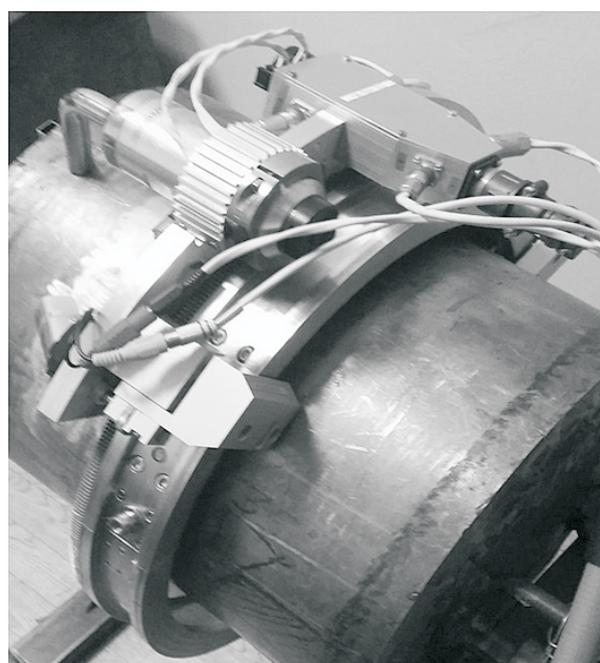


Рис. 6. Внешний вид автоматизированного устройства ультразвуковой обработки сварных соединений в процессе сварки

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Ультразвуковая обработка сварных соединений в процессе сварки оказывает существенное влияние на прочностные характеристики и, соответственно, на ресурс оборудования энергетических объектов. Микроструктура металла в зоне сварного соединения становится мелкозернистой и однородной. Существенно уменьшаются остаточные напряжения. Повышаются механические прочностные свойства металла оборудования АЭС. Ультразвуковая обработка сварных соединений в процессе сварки дополняет послесварочную термообработку изделий из корпусных сталей, применяемых в атомной энергетике.

Литература

1. Ларионов В.П., Кузьмин В.Р., Слепцов О.И. Хладостойкость материалов и элементов конструкций. Результаты и перспективы. – Новосибирск: Наука. – 2005. – 290 с.
2. Статников Е.Ш., Муктепавел Б.О. Технология ультразвуковой ударной обработки как средство повышенной надежности и долговечности сварных металлоконструкций. // Сварочное производство, – 2003. – №4. – С. 25-29.
3. Marushchak P.O., Salo U.V., Bishchak R.T., Poberezhnyi L.Ya. Study of Main Gas Pipeline Steel Strain Hardening After Prolonged Operation. // Chemical and Petroleum Engineering. – May 2014. – Vol. 50. – Issue 1-2. – PP. 58-61.
4. Pleshakov V.S., Kibitkin V.V., Panin V.E. Mesomechanics and Fatigue Fracture for polycrystals with macroconcentrators. // Theoretical and Applied Fracture Mechanics. – 1998. – Vol. 30. – № 1. – PP. 13-18.
5. Blaha F., Langenecker B. Plastitatsuntersuchungen von Metallkristallen in Ultraschallfeld // Naturwis. – 1955. – Vol. 20. – № 9. – P. 556.
6. Prokopenko, G.I., Lyatun T.A. Study of Surface Hardening Conditions by Means of Ultrasound. // Physics and Chemistry of Material Processing. – 1977. – No. 3. – P. 91.
7. Kudryavtsev Y., Kleiman J., Prokopenko G., Mikheev P. and Knysh V. Optimum Application of Ultrasonic Peening. SEM Annual Conference and Exposition: Experimental Mechanics in Emerging Technologies. Portland. Oregon. USA, June 4-6, 2001. PP. 179-182.
8. Трофимов А.И., Трофимов М.А., Минин С.И. Закономерность изменения величины остаточных напряжений в металлах и сплавах при воздействии ультразвука. Научное открытие. Диплом №375, 2009 г.
9. Трофимов А.И. Физические основы ультразвукового метода снятия остаточных напряжений в сварных соединениях металлов и сплавов. – М.: Энергоатомиздат. – 2009. – 239 с.
10. Трофимов А.И., Трофимов М.А., Минин С.И., Кириллов Ю.А. Инновационные ультразвуковые технологии повышения ресурса оборудования АЭС при его изготовлении. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – №2. – С. 48–54.
11. Абрамов О.В., Хорбенко И.Г., Швегла Ш.А. Ультразвуковая обработка материалов. – М.: Машиностроение. – 1984. – 280 с.
12. Абрамов О.В. Кристаллизация металлов в ультразвуковом поле. – М.: Металлургия. – 1972. – 256 с.
13. Кулемин А.В. Ультразвук и диффузия в металлах. – М.: Машиностроение. – 1978. – 200 с.
14. Сагалевич В.М. Методы устранения сварочных деформаций и напряжений. – М.: Машиностроение. – 1974. – 248 с.
15. Винокуров В.А. Сварочные деформации и напряжения. – М: Машиностроение. – 1968. – 236 с.
16. Тяпунина Н.А., Наими Е.К., Зиненкова Г.М. Действие ультразвука на кристаллы с дефектами. – М.: Издательство МГУ. – 1999. – 240 с.
17. Тяпунина Н.А., Благовещенский В.В., Зиненкова Г.М., Ивашкин Ю.А. Особенности пластической деформации под действием ультразвука // Известия вузов. Физика. – 2001. – № 6. – С. 118-128.
18. Николаев Г.А., Куркин С.А., Винокуров В.А. Сварные конструкции. Прочность сварных соединений и деформации конструкций. – М.: Высшая школа. – 1982. – 272 с.

Поступила в редакцию 29.12.2015 г.

Авторы

Минин Сергей Иванович, доцент, кандидат техн. наук

E-mail: akid@inbox.ru

Трофимов Адольф Иванович, зав. кафедрой «Автоматика, контроль и диагностика АЭС», профессор, доктор техн. наук

E-mail: atrofimov@obninsk.ru

Трофимов Максим Адольфович, профессор, доктор техн. наук

E-mail: trofimovma@mail.ru

UDC 534-16

THE TECHNOLOGY OF THERMAL WELDING OF THE CIRCULATION PIPING OF NPPS CONTAINING THE INFLUENCE OF ULTRASOUND

Minin S.I., Trofimov A.I., Trofimov M.A.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering NRNU «MEPhI»

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

The proposed technology is applicable to thermal welding of the NPP circulation piping using ultrasonics. This technology makes it possible to considerably increase the weld strength by reducing the residual stresses, reduce the grain size and weld degassing. Ultrasonic treatment increases the rate of welding current reduction resulting in electricity saving. The results of theoretical and experimental studies reveal the ultrasonic effects on the weld bead and heat-affected zone (HAZ).

It is known that the bearing capacity of welded joints is considerably lower than that of the base metal. This is due to the welding process, internal and residual stresses formed at operating voltages, which leads to the destruction of metal of welded joints. Currently, residual stresses in welded connections of circulating pipelines and NPP equipment are reduced by the thermal tempering and deformation methods.

The thermal and deformation methods can reduce residual stresses in the HAZ but do not eliminate the structural instability and physical or chemical heterogeneity, resulting in the formation of internal stresses in the weld metal and microcracks.

The specialists of the Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering developed the technology of ultrasonic and thermal welding, in which the metal structure becomes fine-grained and homogeneous, internal stresses are eliminated and residual stresses within the HAZ are removed.

The role of individual ultrasonic factors in the creation of certain structural changes in the metal depends on the crystallization conditions. The effects of any of the ultrasonic factors may dominate in different areas of the crystallizing melt. For example, the dispersion of crystals can occur in the mushy zone whereas acoustic flows and mixing can take place only in the liquid phase. If the grain size reduction and the columnar structure elimination are due to the ultrasonic dispersion, the phase distribution changes and the dendritic elimination process are determined mainly by the temperature gradient changes in the melt and stirring. The dispersion is caused by the cavitation, viscous friction forces as well as oscillatory and radiation pressure. The same parameters determine the increase in the nucleation rate of crystallization centers.

Key words: welding, residual stresses, influence of ultrasound, heat-affected zone.

REFERENCES

1. Larionov V.P., Kuzmin V.R., Sleptsov O.I. Cold resistance of materials and structural elements. Results and prospects. Novosibirsk. Nauka Publ., 2005, 290 p. (in Russian).
2. Statnikov E.S., Muktupavels V.O. The technology of ultrasonic impact treatment as a means of increased reliability and durability of welded metal structures. *Svarochnoe proizvodstvo*. 2003, no. 4, pp. 25-29 (in Russian).
- 3.. Marushchak P.O., Salo U.V., Bishchak R.T., Poberezhnyi L.Ya. Study of Main Gas Pipeline Steel Strain Hardening After Prolonged Operation. *Chemical and Petroleum Engineering*. May 2014, v. 50, iss. 1-2, pp. 58-61.
4. Pleshanov V.S., Kibitkin V.V., Panin V.E. Mesomechanics and Fatigue Fracture for polycrystals with macroconcentrations. *Theoretical and Applied Fracture Mechanics*. 1998, v. 30, no. 1, pp. 13-18.
5. Blaha F., Langenecker B. Plastitatsuntersuchungen von Metallkristallen in Ultraschallfeld. *Naturwiss*, 1955, v. 20, no. 9, p. 556.
6. Prokopenko, G.I., Lyatun T.A. Study of Surface Hardening Conditions by Means of Ultrasound. *Physics and Chemistry of Material Processing*. 1977, no. 3, p. 91.
7. Kudryavtsev Y., Kleiman J., Prokopenko G., Mikheev P. and Knyshev V. Optimum Application of Ultrasonic Peening. SEM Annual Conference and Exposition: Experimental Mechanics in Emerging Technologies. Portland. Oregon. USA, June 4-6, 2001, pp. 179-182.
8. Trofimov A.I., Trofimov M.A., Minin S.I. The pattern of change in the magnitude of residual stresses in metals and alloys when exposed to ultrasound. Scientific discovery. Diploma № 375, 2009 (in Russian).
9. Trofimov A.I. Physical principles of ultrasonic methods for relieving residual stresses in welded joints of metals and alloys. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2009. 239 p. (in Russian).
10. Trofimov A.I., Trofimov M.A., Minin S.I., Kirillov Y.A. Innovative ultrasonic technology to increase the service life of NPP equipment in its manufacture. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2012, no. 2, pp. 48-54 (in Russian).
11. Abramov O.V., Gorbenko I.G., Svehla S.A. Ultrasonic treatment of materials. Moscow. Mashinostroenie Publ, 1984. 280 p. (in Russian).
12. Abramov O.V. Crystallization of the metals in ultrasonic field. Moscow. Metallurgy Publ., 1972. 256 p. (in Russian).
13. Kulemin A.V. Ultrasound and diffusion in metals. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1978. 200 p. (in Russian).
14. Sagalevich V.M. Methods of eliminating welding strains and stresses. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1974. 248 p. (in Russian).
15. Vinokurov V.A. Welding deformation and stress. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1968. 236 p. (in Russian).
16. Tyapunina N.A., Naimi E.K., Zimenkova G.M. The Effect of Ultrasound on Crystals with Defects. Moscow. MGU Publ., 1999. 240 p. (in Russian).
17. Tyapunina N.A., Annunciation B.V., Zimenkova G.M., Ivashkin Y.A. Features of plastic deformation under the action of ultrasound. *Izvestiya vuzov. Fizika*. 2001, no. 6, pp. 118-128 (in Russian).
18. Nikolaev G.A., Kurkin S.A., Vinokurov V.A. Welded construction. Strength of welded joints and deformation of structures. Moscow. Vysshaya shkola Publ., 1982. 272 p. (in Russian).

Authors

Minin Sergey Ivanovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: akid@inbox.ru

Trofimov Adol'f Ivanovich, Head of Department, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: atrofimov@obninsk.ru

Trofimov Maksim Adol'fovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: trofimovma@mail.ru

АНАЛИЗ СОСТОЯНИЯ ГЦН ВВЭР-1000 В ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ

С.Т. Лескин, В.И. Слободчук, А.С. Шелегов

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249030, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1*



Представлены метод и алгоритм определения аномального состояния главных циркуляционных насосов (ГЦН) энергоблока с реакторами ВВЭР-1000 по результатам их технологического контроля. Методологической основой алгоритма является представление оборудования атомной станции в виде сложной системы, описываемой N -мерным вектором в пространстве ее состояний. Большое количество технологических параметров, описывающих состояние оборудования, с помощью преобразования Карунена-Лоева сводится к значительно меньшему количеству информативных признаков и представляется в удобном для анализа виде. Эффективность метода продемонстрирована на определении аномального поведения ГЦН энергоблоков Калининской и Нововоронежской АЭС. Разработанный метод и алгоритмы анализа состояния ГЦН ВВЭР-1000 позволяют определить аномалию в состоянии насосов по данным эксплуатации задолго до обнаружения нарушений нормальной эксплуатации штатными системами контроля.

Ключевые слова: эксплуатация и диагностика главных циркуляционных насосов, аномальное состояние ГЦН, информативные признаки, преобразование Карунена-Лоева.

ВВЕДЕНИЕ

Из анализа аварий на АЭС и действий оперативного персонала в нештатных ситуациях следует, что если оперативному персоналу своевременно предоставлять информацию об аномальном состоянии оборудования, то последствий многих аварий можно было бы избежать [1]. Создание систем диагностики развивается в нескольких направлениях. К настоящему времени различными авторскими коллективами разработан широкий спектр методов и алгоритмов диагностирования оборудования [2 – 6]. Опыт внедрения и эксплуатации диагностических систем показал [7 – 12], что надежность представляемой диагностической информации сомнительна, что вызывает скептическое отношение персонала к выдаваемым системой диагнозам. Наиболее перспективным направлением разработок являются алгоритмы на основе методов распознавания образов и кластерного анализа [13 – 17]. Ключевая проблема методов – необходимость иметь достоверную априорную информацию о наличии или отсутствии аномалии в состоянии оборудования. Каждый тип аномалии должен быть локализован в пространстве признаков, но такая информация зачастую отсутствует.

В работе представлены алгоритмы обнаружения аномалий в состоянии ГЦН по данным оперативного технологического контроля, основу анализа данных составляют кластерный анализ, распознавание образов, статистическая обработка измерений. При определении нормы и аномалии в состоянии ГЦН используются особенности проектирования и эксплуатации оборудования АЭС. Анализируются состояния насосов Калининской и Нововоронежской АЭС. Полученные результаты обработки данных эксплуа-

© С.Т. Лескин, В.И. Слободчук, А.С. Шелегов, 2016

тации АЭС показывают, что разработанные алгоритмы позволяют обнаружить отклонения в работе ГЦН на ранней стадии развития нарушения с определением первопричины его возникновения.

ПРЕДСТАВЛЕНИЕ ОБОРУДОВАНИЯ СЛОЖНОЙ СИСТЕМОЙ

Разнообразие средств контроля, наличие трудно учитываемых связей между отдельными элементами оборудования, наложение процессов различной природы приводят к необходимости рассматривать оборудование АЭС как сложную систему, важным качеством которой является наличие интегративных свойств, не выводимых непосредственно из известных (наблюдаемых) свойств элементов системы и способов их соединения. В силу этого анализ ее поведения следует искать в рамках системного подхода с использованием методов распознавания образов [18].

Состояние данного типа оборудования представляется положением вектора $X = \{x_i\}_{i=1,N}$ в N -мерном пространстве, где N – число измеряемых технологических параметров объекта.

В классической постановке задачи распознавания образов [19] для построения классификатора состояний объекта необходима априорная информация, определяющая его нормальный и аномальный режимы работы. Анализ предварийных ситуаций показал [18], что в большинстве случаев технологические параметры до развития аварийного процесса находятся в эксплуатационных пределах, и нет надежной информации о времени появления аномалий в состоянии оборудования.

Стратегия решения задачи может быть определена из следующих особенностей АЭС. Ответственное оборудование АЭС дублируется, в частности,

- в ВВЭР-1000 – четыре петли, четыре ГЦН, которые работают параллельно в идентичных условиях; изменение состояния каждого насоса во времени (совокупность N параметров технологического контроля) определяется общей причиной – поведением реакторной установки в целом, а также индивидуальными особенностями эксплуатации каждого ГЦН;

- авария с ГЦН – довольно редкое событие;

- вероятность одновременного выхода из строя двух или более насосов значительно меньше вероятности появления одного аномального ГЦН.

Таким образом, в формальной постановке задачи, если из 6 параллельно работающих объектов поведение ($G - 1$) во времени идентично, а одного отличается, то его состояние считается аномальным.

Аномальное состояние в зависимости от его природы должно проявляться в различных группах параметров по-разному. Вследствие этого для идентификации состояния некоторые компоненты вектора X могут быть малоинформационными и являются «шумом», подлежащим фильтрации. Поэтому из общего числа N измеряемых параметров необходимо выделить только те, которые прямо или косвенно относятся к аномалии в состоянии ГЦН. Назовем их информативными параметрами. На основании принятых положений алгоритм анализа состояний оборудования должен включать в себя

- отбор информативного комплекса параметров;

- представление состояния одновременно работающего оборудования в каждый момент времени в удобном для анализа виде;

- идентификацию аномалий.

РАЗРАБОТКА АЛГОРИТМА ОТБОРА ИНФОРМАТИВНОГО КОМПЛЕКСА ПАРАМЕТРОВ

Проведенные исследования [18] показали, что наиболее эффективным для решения задачи распознавания аномалий в состоянии ГЦН является подход, основанный на ги-

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

потезе существования компактных множеств (классов) в пространстве измеряемых в процессе эксплуатации параметров объекта. Совокупность элементов каждого из классов, объединенных в смысле некоторой меры близости, определяет процесс, который может быть общим для всей системы, состоящей из G единиц идентичного оборудования, т.е. является общим режимом работы всех ГЦН. Элементы (параметры), не входящие в класс «общего режима» и образовавшие в пространстве параметров отдельные классы, определяют отличные от общего режима состояния оборудования (ГЦН).

Пусть имеется в качестве исходной информации некоторая матрица $[r(x_i, x_j)]$, например, матрица корреляции. Введем в рассмотрение N -мерное пространство $E = A \cup B$, где A – подпространство, определяющее состояние системы G объектов как целого (общий режим); $B = E \setminus A$ – подпространство параметров, не вошедших в класс.

В пространстве E i -ой строке матрицы соответствует точка с координатами $\{r(x_i, x_1), r(x_i, x_2), \dots, r(x_i, x_N)\}$.

Определим расстояние в E между двумя параметрами x_i и x_j как

$$R(x_i, x_j) = \sqrt{\sum_{p=1}^N [r(x_i, x_p) - r(x_j, x_p)]^2}, \quad (1)$$

где $r(x_i, x_p)$ – коэффициент корреляции между параметрами x_i, x_p .

Функция $R(x_i, x_j)$ – мера близости параметров x_i и x_j , используемая для классификации. Объединение параметров в пространстве, на котором определена $R(x_i, x_j)$, осуществлялось с помощью алгоритма последовательного выделения наиболее удаленных точек (параметров) от всей совокупности параметров, описывающих общий режим (множество A). На первом шаге вычисляется сумма расстояний каждого элемента множества до всех остальных. Определяется наиболее удаленный элемент.

Гипотеза о принадлежности i -го параметра множеству A ($x_i \notin B$) отвергается на уровне значимости $\alpha = 0.05$, если

$$t_i > Z_m, \quad (2),$$

где $t_i = (R_i - R_m)/\sigma$; R_i – расстояние точки i до множества точек A ; R_m – среднее расстояние между точками множества; σ – оценка среднеквадратичного отклонения; $Z_m = 1.96$; $m = N - 2$.

Выделение параметров, не принадлежащих множеству A , происходит до тех пор, пока будет удовлетворяться критерий (2). Выделенное множество B , элементы которого не принадлежат множеству A , проверяется на наличие классов или компактных множеств с плотностью элементов не ниже, чем плотность элементов в A .

$$p(B) \geq p(A). \quad (3)$$

Классификация заканчивается, когда будут выделены все классы на множестве B , удовлетворяющие условию (3). Для каждого класса определяется «представитель». Представителем класса (множества) является параметр, имеющий минимальную сумму «расстояний» (1) до всех элементов этого класса. Другими словами, это параметр наиболее связанный (в смысле меры близости (1)) со всеми остальными, входящими в его класс. Для описания поведения системы, состоящей из G объектов, можно воспользоваться анализом поведения вектора, компоненты которого – представители классов, а среди множества классов выделить класс, наиболее удаленный от всех остальных, и предположить существование аномального процесса, который описывается параметрами, входящими в этот класс. В принятой интерпретации – информативные параметры.

СОКРАЩЕНИЕ РАЗМЕРНОСТИ ИСХОДНОГО ПРОСТРАНСТВА ПАРАМЕТРОВ. ПРЕДСТАВЛЕНИЕ ИЗМЕНЕНИЯ СОСТОЯНИЯ СИСТЕМЫ ОБЪЕКТОВ ВО ВРЕМЕНИ

Для анализа поведения во времени информативного вектора и определения, описывает ли выделенный комплекс параметров аномальный процесс, необходимо представить его в рассматриваемом промежутке времени в наглядном для принятия решения виде.

Для этой цели воспользуемся линейным преобразованием пространства – разложением Карунена-Лоева [20].

В каждый i -момент времени состояние k -го ГЦН представляем вектором X_{ik} , компоненты которого – отобранные на предыдущем этапе информативные параметры, описывающие некоторый процесс. В силу этого, компоненты вектора могут быть связаны между собой, поэтому пространство, в котором представлено множество векторов $\{X_{ik}\}$, неортогонально.

Используем линейное преобразование

$$X_{ik} = \sum_{j=1}^N C_{ij} \Phi_j, \quad (4)$$

где $i = 1, \dots, Q$; $k = 1, \dots, 4$; Q – объем выборки (число измерений по каждому ГЦН); $j = 1, 2, \dots, N$ – размерность вектора информативных параметров.

Преобразование (4) в распознавании образов называется разложением Карунена-Лоева [20] (чаще встречается под названием метода главных компонентов). Здесь C_{ij} – случайные коэффициенты, обладающие свойством $E\{C_{ij}\} = 0$ (E – символ математического ожидания); Φ_j – элемент матрицы преобразования.

Выражение (4) представляет собой разложение вектора по базису, т.е. по системе ортонормированных базисных векторов, которая определяется из уравнения

$$R \Phi_j = \lambda_j \Phi_j,$$

где R – корреляционная матрица, оцененная по выборке $[Q, N]$; Φ_j и λ_j – собственные векторы и собственные значения корреляционной матрицы.

Представлением исходного вектора X_{ik} в новой системе координат будут коэффициенты разложения (4)

$$C_{ik} = \Phi^T X_{ik}, \quad (5)$$

где Φ^T – транспонированная матрица преобразования.

Основная идея, лежащая в основе рассматриваемых преобразований, заключается в том, что разложение (4) минимизирует среднеквадратичную ошибку при использовании лишь конечного числа базисных функций. Другими словами, в новых координатах состояние объекта может быть описано меньшим числом переменных. При этом ошибка описания среди подобных преобразований будет минимальна. Преобразования (4), (5) не изменяет суммарную дисперсию исходных данных.

Согласно оптимальным свойствам разложения, вклад каждого собственного вектора (главной компоненты) в описание дисперсии исходных данных пропорционален собственному значению $V_r = \lambda_r / M$, где λ_r – собственное значение r -го главного компонента; M – сумма N значений λ_r .

Таким образом, собственный вектор корреляционной матрицы, имеющий максимальное собственное значение, описывает направление наибольшей дисперсии исходных данных. Поведение ГЦН во времени представляется проекцией информативного вектора на собственный вектор Φ_1 корреляционной матрицы, имеющий максимальное собственное значение

$$y_{ik} = (\mathbf{C}_1 \cdot \mathbf{X}_{ik}), \quad (6)$$

где скобки означают скалярное произведение векторов.

Значения y_{ik} содержат как общий режим работы всей группы одновременно работающих ГЦН, связанный, например, с режимом работы АЭС, так и индивидуальный режим работы каждого из них.

Для наглядного представления и сравнения состояний насосов используется квадрат отклонения проекции (6) от общего режима:

$$D_{ik} = (y_{ik} - w_i)^2, \quad i = 1, 2, \dots, Q. \quad (7)$$

В качестве общего режима системы G объектов может быть принято среднее значение

$$w_i = \frac{1}{G} \sum_{k=1}^G y_{ik},$$

где G – число одновременно работающих ГЦН ($G = 4$).

Представленные алгоритмы реализованы в программном комплексе DINA-1 на алгоритмическом языке PASCAL.

ОЦЕНКА СОСТОЯНИЯ ГЦН КАЛИНИНСКОЙ АЭС С ПОМОЩЬЮ ДИАГНОСТИЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА DINA-1

Исходной посылкой начала работ послужило беспокойство персонала АЭС по поводу повышенной вибрации ГЦН-2 первого блока Калининской АЭС. По показаниям системы виброакустического контроля ГЦН и главных циркуляционных трубопроводов

– средняя амплитуда смещения по крестовине электродвигателя (радиально) составляла 108.9 мкм, что, согласно инструкции по эксплуатации, следует отнести к еще допустимой;

– средняя амплитуда смещения главного упорного подшипника (радиально) составляла 69.9 мкм, что является допустимым значением, но превышающим перемещения по другим ГЦН более чем в два раза.

Анализировался период работы АЭС с 18.01.1991 по 29.04.1992 гг., т.е. до планового предупредительного ремонта (ППР) и после него. Во время ППР проводилась балансировка насосного агрегата.

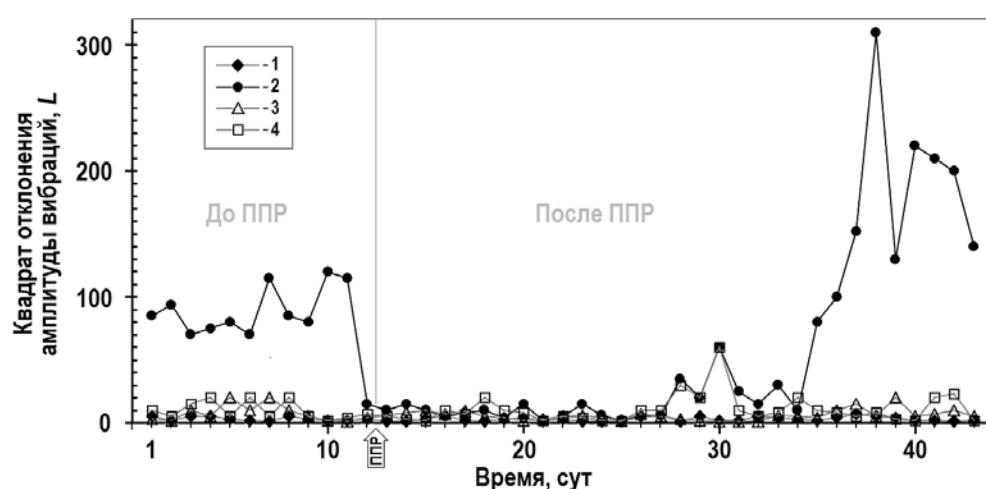


Рис. 1. Изменение квадрата отклонения амплитуды вибраций (L) для ГЦН на первом блоке Калининской АЭС с 18.01.1991 по 29.04.1992: 1 – ГЦН-1; 2 – ГЦН-2; 3 – ГЦН-3; 4 – ГЦН-4

Изменение вибрационных характеристик ГЦН-2 первого блока во времени представлено на рис. 1, где точки для первых 12-ти суток отражают вибросостояние ГЦН до ППР, а последующие – вибросостояние ГЦН после ППР. Как видно, балансировка агрегата дала лишь временное улучшение его виброхарактеристик.

В этот период работы проводился анализ состояния ГЦН-2 эксплуатационным персоналом, поэтому данные о его работе собирались особенно тщательно. Выводов относительно того, можно ли считать состояние ГЦН-2 аномальным, сделано не было. Для оценки возможностей разработанных методов анализа данных оперативного технологического контроля при диагностике ГЦН было предложено использовать данные именно этого периода.

В процессе эксплуатации измеряется 45 технологических параметров, характеризующих работу ГЦН. По описанной в предыдущем разделе методике выделялись информативные параметры, изменение совокупности которых во времени представляется характеристическим параметром D (7) и показано на рис. 2.

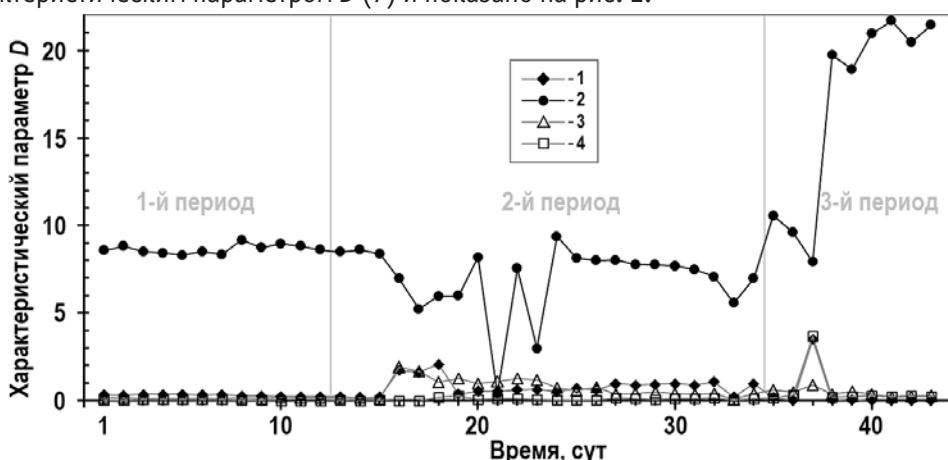


Рис. 2. Изменение характеристического параметра D для ГЦН с 18.09.1991 по 29.04.1992 на первом блоке Калининской АЭС: 1 – ГЦН-1; 2 – ГЦН-2; 3 – ГЦН-3; 4 – ГЦН-4

Полученные с помощью разработанного комплекса программ результаты показывают, что состояние ГЦН-2 аномально на протяжении всего рассматриваемого временного интервала с 18.01.1991 по 29.04.1992 гг.

Обращает на себя внимание наличие трех периодов его работы.

Первый период (сутки 1 – 12) – отличие состояния ГЦН-2 от остальных. Это период работы до планового предупредительного ремонта.

Второй период (сутки 13 – 34) – по вибрационным характеристикам ГЦН-2 не отличается от остальных (рис. 1), но его состояние по комплексу технологических параметров по-прежнему остается аномальным (рис. 2).

Третий период (сутки 35 – 43) – резкое развитие аномалии на фоне резкого увеличения вибраций ГЦН-2.

Информативный комплекс параметров, описывающий состояние ГЦН-2 на всем рассматриваемом временном интервале, представлен в табл. 1, откуда видно, что информативные параметры относятся к блоку уплотнений (17), автономному контуру (22, 44), температурному состоянию электродвигателя (21) и главного упорного подшипника (ГУП, 28).

Результаты ревизии выемной части ГЦН-2, проведенной в период планово-предупредительного ремонта (с 22.11.1991 по 27.01.1992 гг.), показали необходимость капитального ремонта блока уплотнений, небольшого ремонта ГУП. Кроме того, устраниены неисправности в электродвигателе.

Таблица 1
Комплекс информативных параметров ГЦН-2 Калининской АЭС, блок №1

№ параметра	Параметр
3	Давление на нагнетании ГЦН
17	Температура запирающей воды на выходе из ГЦН
21	Температура холодного воздуха в электродвигателе
22	Температура автономного контура на входе в ГЦН
28	Температура металла главного упорного подшипника (верх)
44	Температура автономного контура на выходе из ГЦН

Последующий анализ состояния ГЦН-2 в период с 03.02.1992 по 15.01.1993 гг. до следующего ППР показал, что его состояние отличается нестабильностью и периодическим проявлением аномалии. Впоследствии ГЦН-2 оказался в аварийном состоянии и был выведен в капитальный ремонт.

АНАЛИЗ СОСТОЯНИЯ ГЦН ПЯТОГО БЛОКА НВАЭС ПЕРЕД НАРУШЕНИЕМ РЕЖИМА РАБОТЫ ГЦН

Нарушение произошло вследствие повреждения торсионной муфты 5ГЦН-1 по механизму усталостного разрушения в результате циклических изгибных напряжений в шлицевой части из-за расцентровки вала двигателя и насоса в процессе эксплуатации.

Анализ данных эксплуатации ГЦН пятого блока НВАЭС перед разрушением торсиона 14.05.1999 г. на ГЦН-1 осуществлялся в период с 03.03.1999 по 13.05.1999 гг. Единственная сохранившаяся информация – распечатки 12-ти технологических параметров, значения которых регистрируются один раз в смену. Перечень десяти достоверных параметров представлен в табл. 2. Измерения температуры воздуха, охлаждающего электродвигатель, пришлось исключить из анализа как недостоверные.

Таблица 2
Основные параметры технологического контроля ГЦН-1 пятого блока НВАЭС

№ параметра	Параметр
1	Перепад давления на ГЦН
2	Расход запирающей воды на входе
3	Расход запирающей воды на сливе
4	Давление за первой ступенью
5	Давление запирающей воды на выходе
6	Давление входа в гидростатический подшипник
7	Перепад на гидростатическом подшипнике
8	Температура запирающей воды на сливе
9	Давление масла перед ГЦН
10	Температура масла на входе

На основании разработанных методов для полного анализа состояния ГЦН представленных данных явно недостаточно, поэтому рассматривалось изменение всей совокупности десяти параметров во времени без предварительного отбора информативных параметров, как это делалось при анализе работы ГЦН Калининской АЭС.

Состояние ГЦН-1 пятого блока НВАЭС на всем рассматриваемом временном интервале по комплексному показателю (7) нестабильно и отличается от одновременно работающих с ним насосов в среднем в два раза. С 20.04.1999 г. его состояние резко ухудшилось и оставалось таковым до разрушения торсиона 14.05.1999 г. Изменение состояния всех четырех ГЦН пятого блока НВАЭС показано на рис. 3. Здесь в качестве характеристики состояний насосов вводится диагностический признак

$$H_{ik} = D_{ik} / D_k \quad (8)$$

где D_{ik} – квадрат отклонения от общего режима работы всех одновременно работающих ГЦН (7); $i = 1, 2, \dots, G$ – число одновременно работающих ГЦН ($G = 4$); k – номер точки (время).

$$D_k = \frac{1}{G-1} \sum_{i=1, i \neq j}^G D_{ik}, \quad D_{jk} = \max \{D_{ik}\}_{i=1,2,\dots,G}.$$

При нормальном состоянии ГЦН в данный момент времени отношение (8) для всех насосов приблизительно равно единице.

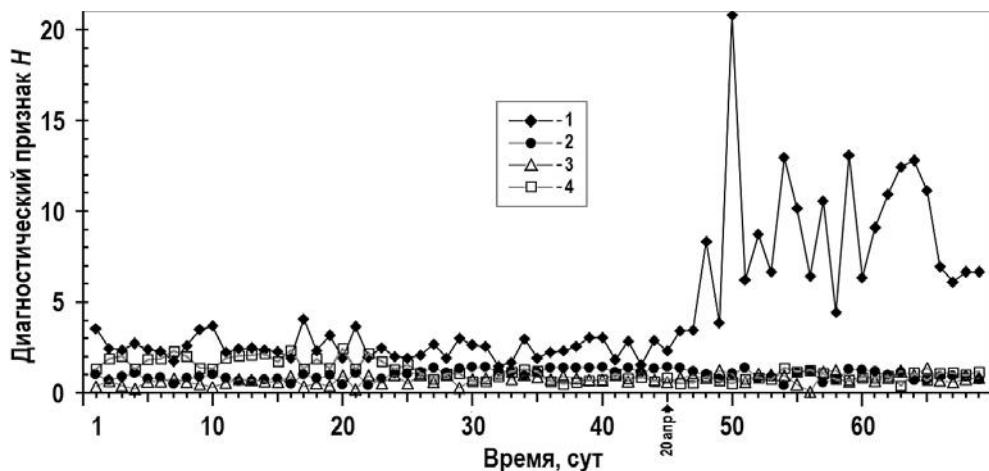


Рис. 3. Изменение диагностического признака H с 03.03.1999 по 14.05.1999 для ГЦН пятого блока НВАЭС: 1 – ГЦН-1; 2 – ГЦН-2; 3 – ГЦН-3; 4 – ГЦН-4

Как видно из рисунка, состояние ГЦН-1 за рассматриваемый период отличается от остальных насосов приблизительно в два раза. За месяц работы до нарушения его состояние становится явно аномальным с резкой сменой режимов. По всей видимости, следует предположить, что в этот период ГЦН работал в режиме циклических нагрузок.

ВЫВОДЫ

1. Разработаны метод и алгоритмы раннего обнаружения аномалий в состоянии главных циркуляционных насосов ВВЭР. Алгоритмы реализованы программным комплексом DINA-1.

2. При анализе состояния ГЦН-2 первого блока Калининской АЭС в период его повышенной вибрации обнаружено отклонение в техническом состоянии ГЦН. Анализ информативных параметров указал на возможную причину аномалии. Полученные результаты были подтверждены при проведении ревизии в период планово-предупредительного ремонта.

По результатам анализа параметров ГЦН пятого блока НВАЭС в период март – май 1999 г. (разрушение ГЦН-1 14.05.1999 г.) выявлено, что аномальное состояние ГЦН-1 наступило в апреле и постоянно ухудшалось вплоть до аварийного отключения насоса.

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

3. Разработанный метод и алгоритмы анализа состояния ГЦН ВВЭР-1000 позволяют определить аномалию в состоянии насосов по данным эксплуатации задолго до обнаружения нарушений нормальной эксплуатации штатными системами контроля.

Литература

1. Ujita Hiroshi. A probabilistic analysis method of evaluate the effect of human factors on plant safety. - // Nucl.Tehnol. – 1986. – Vol. 76. – №. 3. – PP. 370-376.
2. Fault diagnosis in dynamic systems. Theory and applications / Eds Patton R., Frank P., Clark R. – Prentice Hall Inc., Englewood Cliffs, NY. – 1989.
3. Willsky A.S. A Survey of design methods for failure detection in dynamic systems // Automatica. – 1976. – Vol. 12. – PP. 601-611.
4. Iserman R. Process fault detection based on modeling and estimation methods – a survey // Automatica. – 1984. – Vol. 20. – № 4. – PP. 387-404.
5. Basseville M. Detecting changes in signal and systems - a survey // Automatica. – 1988. – Vol. 24. – № 3. – PP. 309-326.
6. Frank P.M. Fault diagnosis in dynamic systems using analytical and knowledge-based redundancy – a survey and some new results // Automatica. – 1990. – Vol. 26. – № 3. – PP. 459-474.
7. Reisen C., Marshall E. Evaluating operator support system in realistic conditions at hammelab // Nuclear Engineering International. – 1988. – Vol. 33. – № 402. – PP. 39-41.
8. Абагян А.А., Дмитриев В.М., Клебанов Л.А., Крошилин А.Е., Ларин Е.П., Морозов С.К. Система контроля и диагностики режимов работы энергоблока АЭС. // Атомная энергия. – 1987. – Т.63. – Вып. 5. – С. 311-315.
9. Long A. Computerized operator decision aids // Nuclear Safety. – 1984. – Vol. 25. – №. 4. – PP. 512-524.
10. Herbert M.R. A review of on-line diagnostic aids for nuclear power plant operators. // Nucl. Energy. – 1984. – Vol. 23. – № 4. – PP. 259-264.
11. Павелко В.И. Обзор приложений методологии экспертных систем в атомной энергетике. // Атомная энергия. – 1990. – Вып. 11. – С. 1-8.
12. Weiss S., Reagan W., Roe J. Experience with operator aids for nuclear power plants in the USA. - In: Proc. Intern. Conf. on Man-Machine Interface in Nuclear Industry. Tokyo, 15-19.02.1988, Vienna, 1988, PP. 323-329.
13. Urig Robert E. Potential application of nuclear networks to nuclear power plants. Proc.Amer.Power Conf.. Vol. 53. Pt.2 53rd. Annu Meet., Chicago, III., Apr. 29-May 1. – 1991. – PP. 946-951.
14. Айвазян С.А., Бухштабер В.М., Енюков И.С., Мешалкин Л.Д. Прикладная статистика. Классификация и снижение размерности. – М.: Финансы и статистика, 1989.
15. Fukunaga K. Introduction to statistical pattern recognition. – Academic press, New York and London, 1972.
16. Классификация и кластер / Под ред. Дж. Вэн Райзина. – М.: Мир, 1980.
17. Tao Gu, Tou J.T. A new criterion for optimal classification. // Pattern Recognition. – 1982. – № 2. – PP. 1063-1065.
18. Лескин С.Т. Разработка алгоритмов распознавания аномалий в состоянии оборудования АЭС по анализу данных оперативного технологического контроля. // Известия вузов. Ядерная Энергетика. – 1997. – № 4. – С. 4-12.
19. Вапник Б.Н., Червонинис А.Я. Теория распознавания образов. – М.: Наука, 1974.
20. Тудж., Гонсалес Р. Принципы распознавания образов. – М.: Мир, 1978.

Поступила в редакцию 02.09.2016 г.

Авторы

Лескин Сергей Терентьевич, профессор, д-р техн. наук

E-mail: STLeskin@mephi.ru

Слободчук Виктор Иванович, доцент, канд. техн. наук

E-mail: slobovic@mail.ru

Шелегов Алексей Сергеевич, доцент, канд. техн. наук

E-mail: a_shelegov@mail.ru

UDC 621.039; 62-932.2

ANALYSIS OF VVER-1000 MAIN CIRCULATION PUMP CONDITION UNDER OPERATION

Leskin S.T., Slobodchuk V.I., Shelegov A.S.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering,
National Research Nuclear University «MEPhI»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga Reg., 249030 Russia

ABSTRACT

A method and algorithms are presented for detecting the abnormal condition of the main circulation pumps based on their on-power testing results. The methodological basis of the algorithms is the presentation of the nuclear power plant equipment as a complicated system described by the N -dimensional vector in the condition space.

Let us represent the condition of certain equipment by the vector $\mathbf{X} = \{x_i\}$ in the N -dimensional space, where N is the number of technological parameters measured for this equipment.

A definition of an informative set of technological parameters of all N measured parameters (directly or indirectly related to the accident process) is necessary for possible interpretation of the results, for analysis of the reasons of the accident condition formation, and for the accumulation of the statistics which is necessary for improvement of the diagnostics model.

Thus, the diagnostics algorithm should include:

- selection of the informative set of parameters,
- at each time interval presentation of the condition of simultaneously operating equipment in a form convenient for the analysis,
- identification of abnormalities.

The informative vector should be presented in a convenient form to make decisions based on the analysis of its behavior in time and also to determine whether the parameters of this vector describe an abnormal process of the system. We use the Karhunen-Loeve transform which is known as the space linear transformation (principal components method).

The MCP behavior in time is described by a projection of the informative vector on the eigenvector \mathbf{C}_1 of the correlation matrix having the maximal eigenvalue $y_{ik} = (\mathbf{C}_1 \cdot \mathbf{X}_{ik})$, where the parenthesis denotes a scalar product of the vectors.

The efficiency of these algorithms has been demonstrated by their application for detecting abnormalities in the main circulation pump operation at the Novovoronezh and Kalinin nuclear power plants.

Key words: main circulation pumps (MCP) operation and diagnostics, MCP abnormal condition, set of informative criteria, Karhunen-Loeve transform.

REFERENCES

1. Ujita Hiroshi. A probabilistic analysis method of evaluate the effect of human factors on plant safety. *Nucl. Tehnol.*, 1986, v.76, no. 3, pp. 370-376.
2. Fault diagnosis in dynamic systems. Theory and applications. Edited by Patton R., Frank P., Clark R. Prentice Hall Inc., Englewood Cliffs, NY, 1989.
3. Willsky A.S. A Survey of design methods for failure detection in dynamic systems. *Automatica*. 1976, v. 12, pp. 601-611.
4. Iserman R. Process fault detection based on modeling and estimation methods – a survey. *Automatica*. 1984, v.20, no.4, pp. 387-404.
5. Basseville M. Detecting changes in signal and systems – a survey. *Automatica*. 1988, v. 24,

- no. 3, pp. 309-326.
6. Frank P.M. Fault diagnosis in dynamic systems using analytical and knowledge-based redundancy – a survey and some new results. *Automatica*. 1990, v. 26, no. 3, pp. 459-474.
 7. Reisen C., Marshall E. Evaluating operator support system in realistic conditions at HAMMLAB. *Nuclear Engineering International*. 1988, v. 33, no. 402, pp. 39-41.
 8. Abagyan A.A., Dmitriev V.M., Klebanov L.A., Kroshilin A.E., Larin E.P., Morozov S.K. *Monitoring and diagnostics systems for nuclear power plant operating regimes*. Atomnaya energiya, 1987, v.63, pp. 311-315 (in Russian).
 9. Long A. Computerized operator decision aids. *Nuclear Safety*, 1984, v. 25, no. 4, pp. 512-524.
 10. Herbert M.R. A review of on-line diagnostic aids for nuclear power plant operators. *Nucl. Energy*. 1984, v. 23, no. 4, pp. 259-264.
 11. Pavelko V.I. A review of application of expert system methodology in nuclear power engineering. *Atomnaya energiya*, 1990, v.11, pp. 1-8 (in Russian).
 12. Weiss S., Reagan W., Roe J. Experience with operator aids for nuclear power plants in the USA. In: Proc. Intern. Conf. on Man-Machine Interface in Nuclear Industry. Tokyo, 15-19.02.1988, Vienna, 1988, pp. 323-329.
 13. Uriq Robert E. Potential application of nuclear networks to nuclear power plants. Proc. Amer. Power Conf.. Vol. 53. Pt. 2 53rd. Ann. Meet., Chicago, III., Apr. 29-May 1. 1991, pp.946-951.
 14. Aivasyan S.A., Bukhshtaber V.M., Enyukov I.S., Meshalkin L.D. Applied Statistics: Classification and Dimensionality Reduction. Moscow. Finansy I Statistika Publ., 1989 (in Russian).
 15. Fukunaga K. Introduction to statistical pattern recognition. Academic press, New York and London, 1972.
 16. Classification and Clustering. Ed. J. van Ryzin. Moscow. Mir Publ., 1980 (in Russian).
 17. Tao Gu, Tou J.T. A new criterion for optimal classification. *Pattern Recognition*, 1982, v. 2, pp. 1063-1065.
 18. Leskin S. Algorithm development for abnormality detection of NPP equipment conditions based on technological testing results. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 1997, no. 4, pp. 4-12 (in Russian).
 19. Vapnik V., Chervoninkis A. Pattern Recognition Theory. Moscow. Nauka Publ., 1974 (in Russian).
 20. Tu J., Gonsales R. Pattern Recognition Principles. Moscow. Mir Publ., 1978 (in Russian).

Authors

Leskin Sergej Terent'evich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: STLeskin@mephi.ru

Slobodchuk Victor Ivanovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: slobovic@mail.ru

Shelegov Aleksej Sergeevich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: a_shelegov@mail.ru

ГИДРОЦИРКОНИЕВАЯ РЕАКЦИЯ В ГЕТЕРОГЕННЫХ КОМПОЗИЦИЯХ

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

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



Представлены результаты исследований, свидетельствующие о протекании гидроциркониевой реакции генерации водорода при температурах ниже 100°C в гетерогенных композициях, содержащих цирконий и химические активаторы (кристаллогидрат метасиликата натрия, жидкое натриевое стекло, негашеная известь). Выход водорода растет с повышением температуры и при 95°C составляет ~ 0.1 – 0.2 л на 1 г циркония. Обработка циркония γ-излучением, выдержкой в кислых и нейтральных водных средах увеличивает выход водорода примерно в 1.2 раза. Гидроциркониевая реакция обусловлена удалением химическими активаторами с поверхности металла пассивирующего защитного слоя оксида циркония ZrO₂. Возможность протекания гидроциркониевой реакции следует учитывать при организации технических мероприятий по обеспечению водородной безопасности ядерных энергетических установок.

Ключевые слова: вода, цирконий, водород, гидроциркониевая реакция, оксид циркония, гидрогетерогенная композиция, жидкое натриевое стекло, кристаллогидрат метасиликата натрия, негашеная известь.

ВВЕДЕНИЕ

Ранее было установлено, что алюминий и алюминиевые сплавы эффективно разлагают воду на водород при нормальном давлении и температурах до 100°C, если гетерогенные композиции содержат химические реагенты, переводящие металл в активное состояние по отношению к воде путем удаления пассивирующего защитного слоя оксида алюминия Al₂O₃ [1 – 4]. Для установления общих закономерностей взаимодействия конструкционных материалов с водной средой ядерных энергетических установок (ЯЭУ) следует выяснить, возможно ли разложение воды на водород при таких же условиях эксплуатации другими конструкционными материалами.

Больший интерес представляют исследования поведения в водных средах циркония и циркониевых сплавов, широко применяемых в качестве конструкционных материалов тепловыделяющих сборок, в виде которых используется ядерное топливо в реакторах. Циркониевые сплавы защищены от прямого контакта с водой и водяным паром поверхностным слоем оксида циркония ZrO₂. При температурах выше 860°C протекает пароциркониевая реакция в соответствии с уравнением



с выделением водорода (~ 0.5 л на 1 г прореагированного циркония) и большого количества тепла $Q = 6530 \text{ кДж/кг}$ [5 – 9]. При высокой температуре происходит разрушение и удаление поверхностного защитного слоя оксида циркония, образуется акти-

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

вированный «чистый» цирконий (без оксидного слоя), который эффективно взаимодействует с водяным паром.

В работе представлены результаты исследований, свидетельствующие о том, что в гетерогенных композициях, содержащих цирконий и химические активаторы, при температурах ниже 100°C протекает гидроциркониевая реакция с образованием водорода при взаимодействии циркония с водой.

МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

Для исследований был взят порошок кальциетермического циркония марки ПЦрК1 (ТУ 48-4 – 234-84) с содержанием активного циркония не менее 96%, водорода не более 0.15%, углерода не более 0.05%, железа не более 0.05%, кальция не более 0.05%, хлора не более 0.003%, фракций с размерами частиц ~10 мкм не менее 50% и удельной поверхностью ~ 2200 см²/г. В качестве активатора циркония были взяты жидкое натриевое стекло, кристаллогидрат метасиликата натрия состава $\text{Na}_2\text{SiO}_3 \cdot 9\text{H}_2\text{O}$ с температурой плавления 48°C и негашеная известь.

Исследование кинетики накопления водорода включает в себя следующие процедуры. Реакционная смесь приготавливается путем тщательного перемешивания циркониевого порошка и активатора в определенной пропорции с добавлением дистиллированной воды [4]. Навеска смеси загружалась в стеклянную колбу объемом 500 мл с трубкой для отвода водорода через воду в измерительную ячейку установки. Реакционный сосуд помещался в термостат и нагревался до заданной температуры. Мониторинг генерации водорода проводился путем замера количества выделившегося водорода в измерительной ячейке. Эксперименты выполнялись на композициях состава: 1 г порошка циркония, 1 (2) г химического активатора и 10 г дистиллированной воды в диапазоне температур от комнатной до 95°C.

Для радиационной обработки порошок циркония помещали в толстостенные стеклянные сосуды объемом 500 мл, которые облучали γ -излучением при комнатной температуре на воздухе, используя γ -источник ^{60}Co , дозами 1.0 и 2.0 МГр при мощности поглощенной дозы 1.5 Гр/с [4]. Образцы циркония выдерживали при комнатной температуре в водном растворе борной кислоты (концентрация 16 г/л) и в дистиллированной воде в течение 170-ти часов.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

На рисунке 1 приведены кривые накопления водорода в композициях, содержащих в качестве активатора циркония кристаллогидрат метасиликата натрия состава $\text{Na}_2\text{SiO}_3 \cdot 9\text{H}_2\text{O}$. Видно, что с повышением температуры растет скорость накопления водорода. Количество выделившегося водорода достигает определенного предела, составляющего при 40°C 50 мл и при 95°C 100 мл. При этих температурах в реакции образования водорода участвует только часть металла.

Максимальные выходы водорода в композициях, содержащих в качестве активатора циркония кристаллогидрат метасиликата натрия, жидкое натриевое стекло и негашеную известь, в зависимости от количества активатора и температуры приведены в табл. 1. Видно, что использованные химические реагенты являются активаторами циркония, при наличии которых композиции генерируют водород. Увеличение выхода водорода при повышении температуры зависит от типа активатора: предельный выход при 95°C при использовании кристаллогидрата метасиликата натрия увеличивается примерно в два – три раза, жидкого натриевого стекла примерно в шесть раз, гашеной извести – в пять – шесть раз. При увеличении в составе композиции количества активатора в два раза выход водорода возрастает примерно на 40%. Соотношение компонентов в композиции 1:1(2):10 оптимально для получения максимального выхода водорода, который при протекании гидроциркониевой ре-

акции в исследованном интервале температур составляет 20 – 30% от максимального выхода водорода пароциркониевой реакции при высоких температурах (0.5 л на 1 г циркония).

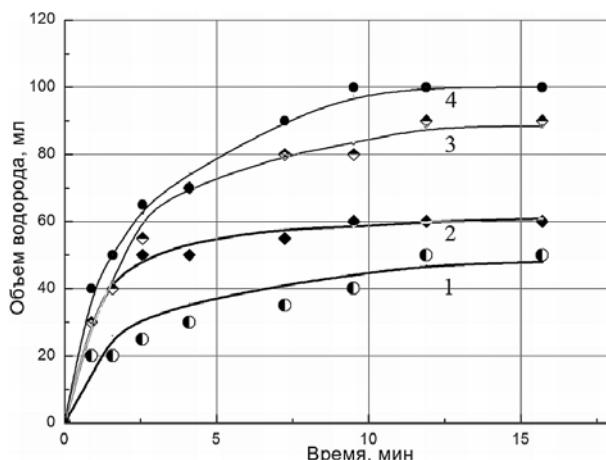


Рис.1. Кривые накопления водорода в композициях, содержащих 1 г порошка циркония, 1 г кристаллогидрата метасиликата натрия $\text{Na}_2\text{SiO}_3 \cdot 9\text{H}_2\text{O}$ и 10 г дистиллированной воды, в зависимости от температуры, °С: 1 – 40, 2 – 60, 3 – 80, 4 – 95

Таблица 1

Выход водорода (мл) в зависимости от температуры и количества химического активатора

Химический активатор	Соотношение компонентов	40°C	60°C	80°C	95°C
Кристаллогидрат метасиликата натрия	1:1:10	50	60	90	100
	1:2:10	50	65	100	140
Жидкое натриевое стекло	1:1:10	20	60	110	130
	1:2:10	25	80	120	150
Гашеная известь	1:1:10	25	80	110	150
	1:2:10	35	85	130	160

Для выяснения кинетики и механизма протекания гидроциркониевой реакции важно изучить влияние факторов, имитирующих условия ЯЭУ. С этой целью цирконий подвергали воздействию γ -излучения ^{60}Co и выдержке в нейтральных и кислых водных растворах. Как видно на рис. 2, в композиции, содержащей γ -облученный дозой 1 МГр цирконий, увеличиваются скорость выделения и предельный выход водорода. Это свидетельствует об уменьшении химической стойкости оксида циркония по отношению к химическому активатору после воздействия радиации. О влиянии температуры и типа активатора на выход водорода в композициях с цирконием, облученным на воздухе при комнатной температуре дозой 2 МГр, можно судить по результатам, приведенным в табл. 2. Выходы водорода в композициях с γ -облученным цирконием близки при различных температурах, а предельные выходы водорода при 95°C одинаковы для композиций с различными активаторами. Эти данные свидетельствуют об одинаковой эффективности используемых химических активаторов циркония.

Выходы водорода в композициях с цирконием, предварительно обработанным кислыми и нейтральными водными растворами (активатор – кристаллогидрат метасиликата натрия), в зависимости от температуры приведены в табл. 3. Видно, что предварительная выдержка исходного и γ -облученного циркония в кислой и нейтральной воде в течение 170-ти часов незначительно влияет на выход водорода, который при 95°C составляет примерно 185 мл.

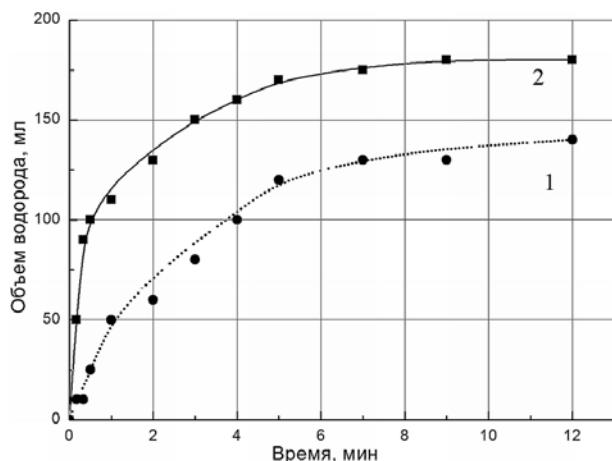


Рис.2. Кривые накопления водорода в композициях, содержащих исходный порошок циркония (кривая 1) и порошок циркония, γ -облученный дозой 1 МГр (кривая 2). Состав композиции: 1 г порошка циркония, 1 г гашеной извести и 10 г дистиллированной воды. Температура 95°C

Таблица 2

Выход водорода (мл) в композициях с цирконием, γ -облученным на воздухе при комнатной температуре дозой 2 МГр, в зависимости от температуры и вида химического активатора

Химический активатор	Соотношение компонентов	V , мл			
		40°C	60°C	80°C	95°C
Кристаллогидрат метасиликата натрия	1:1:10	60	100	125	185
	1:2:10	60	105	135	195
Жидкое натриевое стекло	1:1:10	30	60	110	180
	1:2:10	35	70	120	180
Гашеная известь	1:1:10	60	80	120	190
	1:2:10	60	90	140	190

Таблица 3

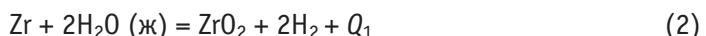
Выход водорода (мл) в композициях с цирконием, предварительно выдержанном в кислом и нейтральном водном растворе (активатор – кристаллогидрат метасиликата натрия)

Вид циркония	Среда	Соотношение компонентов	V , мл	
			80°C	95°C
Исходный цирконий	Раствор борной кислоты	1:1:10	150	180
		1:2:10	155	190
Цирконий γ -облученный, доза 1 МГр	Раствор борной кислоты	1:1:10	130	180
		1:2:10	160	185
Цирконий γ -облученный, доза 2 МГр	Нейтральная вода	1:1:10	140	180
		1:2:10	140	180

Известно, что цирконий активно взаимодействует с кислородом и водой с образованием на поверхности сплошного и устойчивого слоя оксида ZrO_2 с фактором сплошности Пиллинга-Бэдвордса $\alpha = 1.60$ [10]. Оксидный слой обладает высокой химической, радиационной и термической стойкостью (температура плавления 2715°C), гарантирующей высокую коррозионную устойчивость циркониевых материалов при высоких температурах в интенсивных радиационных полях. Как было отмечено выше, пароциркониевая реакция протекает при взаимодействии циркония с водяным паром после термомеханического разрушения и удаления поверхностного оксидного слоя при нагревании циркония выше 860°C.

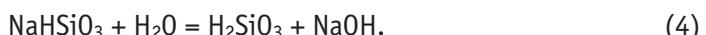
Как и другие металлические материалы, поверхность циркония неоднородна, со-

держит различные точечные, поверхностные и объемные дефекты, которые при воздействии радиации и температуры в водной среде претерпевают физико-химические превращения, сопровождающиеся разрушением сплошности оксидного слоя, образованием микротрещин и участков металла без оксидного слоя. Образующиеся в оксиде циркония при воздействии химических реагентов, γ -лучей и других внешних факторов смещенные атомы, вакансии и линейные дефекты ослабляют связи в его кристаллической решетке и повышают ее свободную энергию, способствующую переходу ионов и молекул твердого тела в жидкую фазу [11, 12]. В результате необратимых изменений химического строения и структуры кристаллической решетки ZrO_2 нарушается сплошность оксидной пленки и снижается величина фактора сплошности Пиллинга-Бэдвортса. Разрушения и удаления деструктированной оксидной пленки открывают участки чистого циркония, к которым по микротрещинам оксидного слоя диффундируют молекулы воды, и протекает гидроциркониевая реакция в соответствии с уравнением



с выделением водорода и тепла Q_1 .

В основе гидроциркониевой реакции генерации водорода лежат процесс активации циркония путем удаления с поверхности металла слоя оксида циркония ZrO_2 химическим активатором и последующая реакция активированного циркония с водой. Можно предположить следующую схему протекания гидроциркониевой реакции генерации водорода. Рассмотрим ее на примере композиции, содержащей в качестве химического активатора кристаллогидрат метасиликата натрия $Na_2SiO_3 \cdot 9H_2O$. Центральным звеном химического процесса в этой гетерогенной композиции являются гидролиз метасиликата натрия и реакция окисления циркония водой с образованием водорода. На первой стадии происходит гидролиз силикатной соли с образованием гидроксида натрия $NaOH$:



Гидроксид натрия взаимодействует с диоксидом циркония по реакции



с образованием гидроксицирконата натрия $Na[Zr(OH)_4]$. Пленка окиси циркония на частицах малых размеров (со средним размером около 10 мкм) может не иметь устойчивой кристаллической структуры, свойственной объемной фазе, и будет обладать большей химической активностью [12]. Тонкая оксидная пленка устраняется действием на цирконий водного раствора щелочи $NaOH$ при нагревании. Образовавшийся после удаления оксидной пленки активированный цирконий $Zr_{акт}$ участвует в восстановлении водорода из воды по схеме гидроциркониевой реакции (2). При полном окислении циркония в пароциркониевой реакции на 1 г прореагировавшего циркония образуется около 0.5 г водорода. При протекании гидроциркониевой реакции при температурах до 95°C выход водорода составляет 20 – 30% от выхода водорода пароциркониевой реакции.

Известны высокая химическая активность циркония и его склонность к взаимодействию с водородом. При этом в зависимости от количества поглощенного водорода и температуры водород находится в цирконии либо в растворенном виде, либо в виде гидрида циркония [13 – 18]. Важно, что взаимодействие циркония с водородом начинается при температуре ниже 100°C. Авторами будет продолжено исследование поведения водорода в изучаемых гетерогенных композициях.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе установлено, что цирконий обладает способностью эффективно разлагать воду на водород не только в паровой фазе при высоких температурах (пароциркониевая реакция), но и в жидкой фазе при относительно невысоких температурах (гидроциркониевая реакция). Поэтому при организации и осуществлении технических мероприятий по повышению водородной взрывозащиты на ЯЭУ необходимо учитывать в качестве возможного источника водорода также и гидроциркониевую реакцию. Надо также учитывать возможность протекания гидроциркоевой рекции с участием других химически менее активных активаторов, например, борной кислоты, соды, некоторых солей, оксидов металлов.

Литература

1. Милинчук В.К., Клиншпонт Э.Р., Белозеров В.И. Автономный генератор водорода на основе химического разложения воды алюминием. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – № 2. – С. 49 – 59.
2. Милинчук В.К., Клиншпонт Э.Р., 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.
3. Клиншпонт Э.Р., Рощектаев Б.М., Милинчук В.К. Кинетика накопления водорода при химическом разложении воды в гетерогенных композициях. // Альтернативная энергетика и экология. – 2012. – № 9. – С. 116 – 120.
4. Милинчук В.К., Клиншпонт Э.Р., Белозеров В.И., Хаврошина И.С., Садиков Э.И. Превращения оксидных покрытий алюминия при имитации факторов ядерных энергетических установок. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – № 2. – С. 45-54.
5. Кабакчи С.А., Булгакова Г.П. Радиационная химия в ядерном топливном цикле. – М.: РХТУ им. Д.И. Менделеева, 1997. – 96 с.
6. Самойлов О.Б., Усынин Г.Б., Бахметьев А.М. Безопасность ядерных энергетических установок. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 280 с.
7. Кириллов И.А., Русанов В.Д., Фридман А.А. О механизме катастрофического окисления циркония. Препринт. – М.: ИАЭ им. И.В. Курчатова, 1990. – 20 с.
8. Келлер Б. Д. Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода для атомных электростанций. // Теплоэнергетика. – 2007. – № 3. – С. 65–68.
9. Neeb Karl-Heinz. The radiochemistry of nuclear power plants with light water reactors. – Berlin, New York: Walter de Gruyter, 1997. – 733 р.
10. Семенова И.В., Флорианович Г.М., Хорошилов А.В. Коррозия и защита металлов от коррозии. – М.: Физматлит, 2002. – 336 с.
11. Ковтуненко П.В. Физическая химия твердого тела. Кристаллы с дефектами. / Учеб. для хим.-технол. спец. вузов. – М.: Высшая школа, 1993. – 352 с.
12. Котов А.Г., Громов В.В. Радиационная физика и химия гетерогенных систем. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 232 с.
13. Бабич Б.Н., Вершинина Е.В., Глебова В.А., Калихман В.Л. Металлические порошки и порошковые материалы. Справочник. / Под ред. Ю.В. Левинского – М.: ЭКОМЕТ, 2005. – 520 с.
14. Андреевский А. Материаловедение гидридов. – М.: Металлургия, 1986. 128 с.
15. Калин Б.А., Платонов П.А., Тузов Ю.В., Чернов И.И., Штромбах Я.И. Конструкционные материалы ядерной техники. – М.: НИЯУ «МИФИ», 2012. – 736 с.
16. Черняев Т.П., Остапов А.В. Водород в цирконии. // ВАНТ. Сер. «Обеспечение безопасности АЭС». – 2013. – Т. 87. – № 5. – С. 16 – 32.
17. Кириченко В.Г., Азаренко Н.А. Ядерно-физическое металловедение сплавов циркония. – Харьков: ХНУ им. В.Н. Каразина, 2012. – 122 с.
18. Янилкин А.В. Моделирование диффузии водорода в гидриде циркония на основе метода квантовой молекулярной динамики. // Физика твердого тела. – 2014. – Т. 56. – Вып. 9. – С. 1816-1821.

Поступила в редакцию 07.09.2016 г.

Авторы

Милинчук Виктор Константинович, профессор, доктор хим. наук

E-mail: milinchuk@iate.obninsk

Клиншпонт Эдуард Рейнгольдович, доцент, канд. хим. наук

E-mail: kedward314@gmail.com

Белозеров Владимир Иванович, доцент, канд. техн. наук

E-mail: v.i.belozerov@iate.obninsk

Загородняя Анастасия Валерьевна, студентка

E-mail: kedward314@gmail.com

UDC 620.9 + 544 (075)

HYDROZIRCONIUM REACTION IN HETEROGENEOUS COMPOSITIONS

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

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering,

National Research Nuclear University «MEPhI»

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249020 Russia

ABSTRACT

The research results presented in this article show the flow of a hydrozirconium reaction of hydrogen generation at temperatures below 100°C in heterogeneous compositions containing zirconium and a chemical activator (e.g., hydrated sodium metasilicate, sodium silicate glass, quicklime). The hydrogen yield increases with a temperature increase up to 95°C and is about 0.1–0.2 liters per 1 g of zirconium. Increasing the hydrogen yield due to a temperature increase depends on the activator used: the yield limit at 95°C is increased by about 2–3 times for crystalline sodium metasilicate, about 6 times for liquid sodium glass, and about 5–6 times for slaked lime. Due to a two-fold increase in the amount of the activator in the composition, the hydrogen yield increases by approximately 1.4 times.

A hydrozirconium reaction is caused by the chemical activators removing the passivating protective zirconium oxide (ZrO_2) layer from the metal surface.

The zirconium oxide film on the particles of small sizes (about 10 microns) cannot have a stable crystal structure characteristic of the bulk phase and will have greater chemical activity. This thin oxide film is eliminated by the action of aqueous zirconium hydroxide solution with heating.

Processing of zirconium with γ -radiation as well as exposure to acidic and neutral aqueous media increase the hydrogen yield by about 1.2 times. The possibility of the hydrozirconium reaction occurrence should be considered in the organization of technical measures to ensure hydrogen safety at NPPs.

Key words: water, zirconium, hydrogen, hydrozirconium reaction, zirconium oxide, heterogeneous composition, sodium liquid glass, hydrated sodium metasilicate, lime.

REFERENCES

1. Milinchuk V.K., Klinshpont E.R., Belozerov V.I. Avtonomnyj generator vodoroda na osnove himicheskogo razlozhenija vody aluminijem. [Standalone hydrogen generator based on the chemical decomposition of water with aluminum.] *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2015, no. 2, pp. 49–59 (in Russian).
2. Milinchuk V.K., Klinshpont E.R., Belozerov V.I., Anan'jeva O.A., Laricheva T.E., Kunitsyna T.E. Chimicheskoe raslozhenie vody na vodorod v geterogennih aluminiyosoderzhaschih

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

- kompoziyah [The chemical decomposition of water into hydrogen of aluminum in heterogeneous compositions]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika.* 2014, no. 4, pp. 32-38 (in Russian).
3. Klinskypont E.R., Roschektaev B.M., Millinchuk V.K. Kinetica nakopleniya vodoroda pri chimicheskem razlozenii vody i v geterogennykh kompoziciyah. [Kinetics of the accumulation of hydrogen in chemical decomposition of water in heterogeneous compositions.] *Al'ternativnaya energetika i ekologiya.* 2012, no. 9, pp. 116-120 (in Russian).
4. Millinchuk V.K., Klinskypont E.R., Belozerov V.I., Khavroshina I.S., Sadikov E.I. Prevrashcheniya oksidnykh pokrytij aluminija pri imitacii faktorov yadernyh energeticheskikh ustanovok. [The transformation of oxide coatings of aluminium by imitation factors of nuclear power plants]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika.* 2016, no. 2, pp. 45-54 (in Russian).
5. Kabakchi S.A., Bulgakova G.P. Radiation chemistry in the nuclear fuel cycle. Moscow. RHTU n.a. D.I. Mendeleev Publ., 1997, 96 p. (in Russian).
6. Samoilov O.B., Usynin G.B., Bakhmetyev, A.M. The safety of nuclear energy installations.] Moscow. Energoatomizdat Publ., 1989, 280 p. (in Russian).
7. Kirillov I.A., Rusanov V.D., Fridman A.A. O mehanizme katostroficheskogo okisleniya zirkoniya. [On the mechanism of catastrophic oxidation of zirconium.]. Preprint. Moscow. Institut Atomnoj Energii im. I.V. Kurchatova Publ., 1990, 20 p. (in Russian).
8. Keller V.D. Passivnye kataliticheskie recombintatory vodoroda dlya atomnyh elektrostancij. [Passive catalytic recombinatory hydrogen for nuclear power plants.]. *Teploenergetika.* 2007, no. 3, pp. 65-68 (in Russian).
9. Karl-Heinz Neeb. The radiochemistry of nuclear power plants with light water reactors. Berlin, New York: Walter de Gruyter, 1997. 733 p.
10. Kovtunenko P.V. Physical chemistry of solids. The crystals with defects. Moscow. Vysshaya shkola Publ., 1993, 352 p. (in Russian).
11. Semenova I.V., Florianovich G.M., Khoroshilov A.V. Corrosion and protection of metals from corrosion. Moscow. Fizmatlit Publ., 2002, 336 p. (in Russian).
12. Kotov A.G., Gromov V.V. Radiation physics and chemistry of heterogeneous systems. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1988, 232 p. (in Russian).
13. Babich B.N., Vershinina E.V., Glebov V.A., Kalikhman V.L. Metallic powders and powder materials. Ed. Levinsky Yu.V. Moscow. EKOMET Publ., 2005, 520 p. (in Russian).
14. Andrievsky A. Material Science of hydrides. Moscow. Metallurgiya Publ., 1986, 128 p. (in Russian).
15. Kalin B.A., Platonov P.A., Tuzov Yu.V., Chernov I.I., Shtrombakh Ya.I. Fizicheskoe materialovedenie. V. 6. Konstrukcionnye materialy yadernoj tehniki [Materials of construction of nuclear technology]. Moscow. NRNU MEPhI Publ., 2012, 736 p. (in Russian).
16. Chernyaev T.P., Ostapov A.V. Vodorod v zirkonii. [The hydrogen in zirconium.]. *VANT. Ser. Obespechenie bezopasnosti AES,* 2013, v. 87, no. 5, pp. 16-32. (in Russian).
17. Kirichenko V.G., Azarenko N.A. Nuclear-physical metallography of zirconium alloys. Kharkov. KhNU n.a. Karazin Publ., 2012, 122 p. (in Russian).
18. Yanilkin A.V. Modelirovanie diffuzii vodoroda v gidride zirkoniya na osnove metoda kvantovoj molekuljarnoj dinamiki. [Modeling of hydrogen diffusion in zirconium hydride on the basis of quantum molecular dynamics.] *Fizika tvyordogo tela.* 2014, v. 56, iss. 9, pp. 1816-1821 (in Russian).

Authors

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

E-mail: milinchuk@iate.obninsk

Klinskypont Edward Reyngol'dovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Chemistry)

E-mail: kedward314@gmail.com

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

E-mail: v.i.belozerov@iate.obninsk

Zagorodnyaya Anastasiya Valer'evna, Student

E-mail: kedward314@gmail.com

ОЦЕНКА РИСКОВ ПОВРЕЖДЕНИЯ УЗЛА ПРИВАРКИ КОЛЛЕКТОРА К ПАТРУБКУ ПГ АЭС С ВВЭР

Н.Н. Нетяга*, С.П. Саакян, В.П. Поваров***

* Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» Нововоронежская АЭС
396072, Воронежская обл., г. Нововоронеж, Промышленная зона Южная, 1

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



Задачи определения рисков отказа оборудования АЭС при длительных сроках эксплуатации являются весьма актуальными, особенно, в связи с приближением окончания проектного срока службы (25 - 30 лет) энергоблоков АЭС РФ, а также увеличением сроков эксплуатации вновь строящихся до 60-ти лет. Окончание проектного срока службы действующих АЭС и увеличение сроков эксплуатации для вновь строящихся обуславливают необходимость разработки новых подходов к обеспечению надежной и безопасной работы наиболее ответственных элементов тепломеханического оборудования и трубопроводов. Одним из таких элементов является зона приварки горячего коллектора к корпусу парогенератора СС №111, в которой возможны образование и ускоренное развитие эксплуатационных дефектов; при этом дефекты носят систематический характер и влияют на безопасность эксплуатации всего энергоблока. Приведена статистика отказов в узле приварки горячего и холодного коллекторов парогенератора к трубопроводу ДУ-1200 для реакторов ВВЭР. Предложена классификация наступления предельных состояний отказов для узла приварки парогенератора. Выполнен расчет риска для энергоблока в случае наступления одного из предельных состояний. Величина убытков при повреждении узла приварки коллектора к патрубку ПГ в зоне СС №111 является значительной. Вероятность появления недопустимых дефектов в зоне СС №111 остается высокой, поэтому необходимы меры для контроля момента их образования и развития.

Ключевые слова: парогенератор, коллектор, отказ, повреждение, риск, зона сварного соединения.

СТАТИСТИЧЕСКИЕ ДАННЫЕ ПО ПОВРЕЖДЕНИЯМ СС №111

Первый случай обнаружения трещин в узле приварки «горячего» коллектора к патрубку ПГ (зона СС №111-1) произошел в 1998 г. на пятом блоке Нововоронежской АЭС. При подготовке к пуску блока после ППР во время осмотра оборудования и трубопроводов первого контура РУ на рабочих параметрах было обнаружено парение из-под теплоизоляции на «горячем» коллекторе 5ПГ-1. После демонтажа теплоизоляции были обнаружены две сквозные трещины длиной 12 и 3 мм на наружной поверхности сварного шва.

С 1998 г. на различных АЭС с ВВЭР-1000 России (Нововоронежская, Балаковская, Калининская) и Украины (Южно-Украинская, Запорожская) был зафиксирован 21 слу-

© Н.Н. Нетяга, С.П. Саакян, В.П. Поваров, 2016

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА АЭС

чай обнаружения трещин с недопустимыми размерами в зоне СС №111, в том числе три случая сквозных повреждений с течью воды второго контура (5ПГ-1 НВАЭС – 1998 г., 2013 г.; 1ПГ-2 ЮУАЭС – 2001 г.).

Таблица 1

Повреждения узла на парогенераторах ПГВ-1000

№ п/п	Год обнаружения	АЭС	№ПГ. Изготовитель, год	№№ блока и ПГ на АЭС	ПГ на АЭС (монтаж, замена, год)	Вид дефекта ¹⁾ , длина, мм
1	1998	НВАЭС В-187. Пуск 1980	№28 Атоммаш, 1987	5ПГ-1	Замена 1989	ПрТ, L=330
2	2001	ЮУАЭС В-302. Пуск 1989	№35 Атоммаш, 1988	1ПГ-1	Замена 1989	ПрТ, L=310
3	2001	ЮУАЭС В-302. Пуск 1989	№36 Атоммаш, 1988	1ПГ-2	2-я замена 1989	ПрТ, L=1315
4	2001	НВАЭС В-187. Пуск 1980	№40 Атоммаш, 1987	5ПГ-3	Замена 1989	ПрТ, L=375
5	2003	ЮУАЭС В-302	№29 Атоммаш, 1998	1ПГ-1	Замена 1989	ПпТ, L=1230
6	2003	ЮУАЭС В-302	№36 Атоммаш, 1998	1ПГ-2	2-я замена 1989	ПпТ, L=650
7	2004	НВАЭС В-187. Пуск 1980	№28 Атоммаш, 1987	5ПГ-1	Замена 1989	ПрТ, L=70
8	2006	Балак. В-320. Пуск 1985	ЗиО, 1990	1ПГ-1	Замена 1990	ПрпТ, L=490
9 ²⁾	2006	Калин. В-302. Пуск 1984	ЗиО, 1981	1ПГ-3	Монтаж 1984	ПрТ, L=540
10	2007	НВАЭС В-187. Пуск 1980	№27 Атоммаш, 1987	5ПГ-2	Замена 1989	ПрпТ, L=124, L=177
11	2007	НВАЭС В-187. Пуск 1980	№42 Атоммаш, 1987	5ПГ-4	Замена 1989	ПрТ, L=181
12	2007	НВАЭС В-187. Пуск 1980	№42 Атоммаш, 1987	5ПГ-4	Замена 1989	ПрТ, L=85
13	2009	НВАЭС В-187. Пуск 1980	№42 Атоммаш, 1987	5ПГ-4	Замена 1989	ПрТ, L=40
14	2009	ЗАЭС В-320. Пуск 1991	№49, 1989	2ПГ-1	Монтаж 1991	ПрпТ, L=820
15 ²⁾	2010	ЗАЭС В-320. Пуск 1991	№48 Атоммаш, 1989	2ПГ-2	Монтаж 1991	ПрпТ, L=1040
16	2010	Балак. В-320. Пуск 1985	ЗиО, 04.1990	1ПГ-1	Замена 1990	ПрпТ, L=1680
17	2010	Балак. В-320. Пуск 1985	ЗиО, 04.1990	1ПГ-1	Замена 1990	ПрТ, L= 580
18 ²⁾	2011	Балак. В-320. Пуск 1985	ЗиО, 04.1990	1ПГ-4	Замена 1990	ПрпТ, L=490
19	2013	НВАЭС В-187. Пуск 1980	№28 Атоммаш, 1987	5ПГ-1	Замена 1989	ПрТ, L=510
20 ²⁾	2013	Балак. В-320. Пуск 1985	ЗиО, 04.1990	1ПГ-4	Замена 1990	ПрпТ, L=490
21	2014	НВАЭС В-187. Пуск 1980	№27 Атоммаш, 1987	5ПГ-2	Замена 1989	ПрТ, L=128

¹⁾ ПрТ – продольная трещина; ПпТ – поперечная трещина; ПрпТ – продольно-поперечная трещина

²⁾ Повреждения на холодном коллекторе

До 2006 г. все повреждения имели место только в узлах приварки «горячего» коллектора к патрубку ПГ в зоне СС №111-1. Однако с 2006 г. наблюдается устойчивая тен-

денция к росту повреждаемости узлов приварки «холодного» коллектора к патрубку ПГ в зоне СС №111-2. По состоянию на 2015 г. зафиксировано четыре случая повреждения СС №111-2.

Повреждения в зоне СС №111 имеют место как на энергоблоках ВВЭР-1000 «малой» серии (проекты РУ В-187, В-302, В-338), так и на серийных энергоблоках ВВЭР-1000 (проект РУ В-320).

Статистические данные по повреждениям узлов приварки горячего и холодного коллекторов к патрубку ПГ в зоне СС №1111 энергоблоков ВВЭР-1000 представлены в табл. 1.

Минимальный срок эксплуатации ПГ до обнаружения трещин в СС №111-1 составил девять лет, все зафиксированные повреждения СС №111 имели место задолго до окончания проектного срока эксплуатации ПГ (30 лет). Трещиноподобные дефекты имеют различную ориентацию относительно сварного шва. Большинство выявленных дефектов ориентированы в продольном направлении по периметру СС («горизонтальные» магистральные трещины). Однако встречаются дефекты, ориентированные перпендикулярно оси СС («вертикальные» трещины), а также под углом к оси СС. В некоторых случаях в процессе роста дефекты меняют ориентацию, что, вероятнее всего, связано с изменением направления действия максимальных растягивающих напряжений.

Анализ результатов экспертного ультразвукового контроля (УЗК) СС №111 показывает, что максимальный размер зоны повреждения СС №111 в течение одной топливной кампании (с учетом результатов ежегодного УЗК) по протяженности составил 1300 мм (1ПГ-2 ЮУАЭС, 2001 г.), т.е. около 1/3 периметра патрубка ПГ; максимальный подрост трещины по высоте составил 72,5 мм (5ПГ-1 НВАЭС, 2013 г.) – сквозной дефект. В большинстве случаев трещины развиваются из зоны радиусного перехода $R20$ галтели «кармана» коллектора ПГ, распространяются в основном металле коллектора ПГ и далее переходят в наплавленный металл сварного шва (рис. 1).

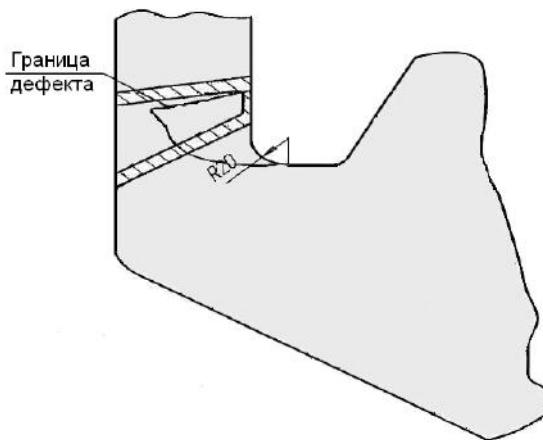


Рис. 1. Характерное расположение трещин по толщине СС №111

В настоящее время среди специалистов нет единого мнения о стадийности развития эксплуатационных трещин в СС №111 [1]. С одной стороны, по результатам металлографического анализа вырезанных темплетов можно сделать вывод, что стадии активного роста зародышевой трещины предшествует длительный инкубационный период, после которого дальнейшее активное развитие трещин также происходит в течение длительного периода времени, о чем свидетельствуют обнаруженные отложения окислов железа и меди на поверхности раскрытой трещины. С другой стороны, результаты периодического эксплуатационного УЗК СС №111, проводимого ежегодно, свидетельствуют о том, что в большинстве случаев интенсивный рост трещин в СС №111 происходит в течение одной кампании, т.е. предыдущий контроль в зоне обнаруженной трещины сви-

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА АЭС

действует об отсутствии каких-либо исходных трещин год назад. В качестве возможных ограничений метода УЗК по надежному выявлению трещин в СС №111 на ранних стадиях могут рассматриваться следующие обстоятельства:

на начальных этапах развития трещины акустические характеристики коррозионных отложений, заполняющих трещину, и основного металла отличаются незначительно, вследствие чего отсутствует граница раздела сред и ультразвуковые колебания проходят сквозь трещину;

поверхность трещины имеет шероховатую структуру, вследствие чего сигналы от поверхности не отражаются, а рассеиваются, и их крайне сложно зафиксировать;

слабое раскрытие берегов трещины позволяет проходить ультразвуковым колебаниям без отражения от границы раздела трещина-металл.

Сравнение статистических данных по повреждениям СС №111 на различных энергоблоках ВВЭР-1000 показывает, что наиболее остро проблема ускоренного образования и развития эксплуатационных трещин в СС №111 стоит на пятом блоке Нововоронежской АЭС. По состоянию на 2015 г. проведено восемь ремонтов ПГ в зоне СС №111-1 с механической выборкой выявленных трещин и заваркой:

5ПГ-1 – в 1998 г. (сквозная трещина), 2004 г. (повторное повреждение), 2013 г. (повторное повреждение в зоне ремонта 1998 г., сквозная трещина);

5ПГ-2 – в 2007, 2014 гг. (повторное повреждение в зоне ремонта 2007 г.);

5ПГ-3 – в 2001 г.;

5ПГ-4 – в 2007, 2009 гг.

Такая ситуация на фоне ограничения допустимого количества ремонтных процедур (не более пяти для одного ПГ за весь срок эксплуатации) ставит под угрозу обоснование продления срока службы ПГ на дополнительный 30-летний срок эксплуатации энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС и может потребовать дополнительной неплановой замены ПГ. Наличие регулярных некомпенсируемых повреждений основного оборудования РУ вступает в противоречие с основным тезисом безопасной эксплуатации АЭС и не соответствует целому ряду требований отраслевых нормативных документов: [2 – 4] и [17 – 20].

ЭКОНОМИЧЕСКИЙ УЩЕРБ И МАТЕМАТИЧЕСКИЙ АППАРАТ ДЛЯ ОПИСАНИЯ АНАЛИЗА РИСКА

Для повышения безопасности эксплуатируемого в составе АЭС оборудования необходим анализ риска отказа (разрушения) наиболее ответственных конструкций [5, 7-16].

Для оценки риска как двумерной случайной величины используется соотношение [5]

$$R = \sum_{i=1}^n Q_i(t) C_i(t) , \quad (1)$$

где $Q_i(t)$ – вероятность возникновения i -го ($i = 1, n$) рискового события; $C_i(t)$ – соответствующий ущерб от этого события.

Можно определить четыре группы предельных состояний на примере отказа отдельного критического элемента оборудования АЭС – узла приварки горячего коллектора ПГ к ДУ-1200:

- трещина в СС №111 выше браковочного критерия в узле приварки «горячего» коллектора к патрубку ПГ в зоне СС №111-1 (ремонт не более пяти раз);
- количество трещин в СС №111 не меньше пяти (замена ПГ);
- сквозной дефект СС №111;
- повреждение узла приварки «холодного» коллектора к патрубку ПГ в зоне СС №111-2 (ремонт не более пяти раз).

Оценим размер убытков при наступлении вероятного события, связанного с дефектом сварного шва №111 парогенератора ПГВ-1000М пятого энергоблока Ново-

воронежской АЭС.

Общая величина убытков от непланового ремонта энергоблока состоит из затрат на выполнение непланового ремонта, а также суммы затрат от реального ущерба и упущен-ной выгоды от недопоставки электроэнергии (мощности) на оптовый рынок.

Расчет размера убытков при выполнении аварийного (непланового) ремонта в узле приварки «горячего» коллектора к патрубку ПГ в зоне СС №111-1.

Суммарные затраты на ремонт сварного соединения включают в себя

- затраты на ремонт СС№111-1 подрядной организации;
- материальные затраты.

Сумма затрат подрядной организации рассчитывается по формуле

$$C_{\text{рем}} = T_p \times C_{t_{\text{ч.т.ст.}}} + C_{t_m} + C_{t_{km}}$$

где $C_{\text{рем}}$ – стоимость затраты на ремонт; T_p – трудоемкость операций; $C_{t_{\text{ч.т.ст.}}}$ – средняя часовая тарифная ставка рабочего соответствующего разряда; C_{t_m} – стоимость товарно-материальных ценностей; $C_{t_{km}}$ – стоимость работ по контролю металла.

Средний разряд работ – пятый. Средняя часовая тарифная ставка рабочего пятого разряда составляет 817,39 руб. Стоимость работ по контролю металла составляет 14371,2 тыс.руб.

$$C_{\text{рем}} = 19330817,39 + 2370 + 14371,2 = 32541,3 \text{ тыс. руб.}$$

Расчет суммы затрат реального ущерба и упущененной выгоды от недопоставки электроэнергии (мощности) на оптовый рынок:

– продолжительностьостояния энергоблока во внеплановом ремонте для ремонта сварного соединение №111 – 36 сут (на основании средней продолжительности ППР при выявлении аналогичных дефектов на СС №111 ПГ 1-4 энергоблока №5 Нововоронежской АЭС);

– потери выработки энергоблока ($\Pi_{\text{пр}}$) рассчитаны исходя из фактически сложившейся стоимости электроэнергии на РСВ за 2015 г. по Нововоронежской АЭС ($C_{\text{ср2015}}$), величины потерь выработки энергоблока мощностью 1000 МВт за периодостояния 36 сут ($0B_{\text{выр}}$) и экономии от списания ядерного топлива ($\mathcal{E}_{\text{ят}}$) в период останова

$$\Pi_{\text{пр}} = 0B_{\text{выр}} \cdot C_{\text{ср2015}} - \mathcal{E}_{\text{ят}},$$

$$\Pi_{\text{пр}} = 817,2 \text{ тыс. МВт}\cdot\text{ч} \times 1092 \text{ руб./МВт}\cdot\text{ч} - 141969,6 \text{ тыс. руб.} = 750412,8 \text{ тыс. руб.}$$

Таким образом, суммарные убытки и упущенная выгода составят 782 954,1 тыс. руб.

Расчет размера убытков при выполнении замены парогенератора энергоблока №5 в результате пятикратного повреждения СС №111 выше браковочного критерия в узле приварки «горячего» коллектора к патрубку ПГ в зоне СС№111-1.

Суммарные затраты на замену парогенератора включают в себя

- затраты на демонтаж, монтаж парогенератора;
- материальные затраты;
- стоимость парогенератора ПГВ-1000.

Сумма затрат на демонтаж и монтаж парогенератора рассчитывается по формуле

$$C_{\text{рем}} = T_p \times C_{t_{\text{ч.т.ст.}}} + C_{t_m} + C_{t_{km}} + C_{t_{об}},$$

где $C_{\text{рем}}$ – стоимость затраты на монтаж и демонтаж 5ПГ; T_p – трудоемкость операций; $C_{t_{\text{ч.т.ст.}}}$ – средняя часовая тарифная ставка рабочего соответствующего разряда; $C_{t_{km}}$ – стоимость работ по контролю металла; $C_{t_{об}}$ – стоимость оборудования.

Затраты на замену парогенератора сформированы на основании фактических затрат по замене пяти ПГ 1-4 в ППР 1988 – 1989 гг.

Средний разряд работ – пятый. Средняя часовая тарифная ставка рабочего пятого

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА АЭС

разряда составляет 817,39 руб. Стоимость работ по контролю металла составляет 30000 тыс. руб. Стоимость оборудования составляет 609813,4 тыс.руб. без НДС (взята стоимость аналогичного ПГ для Ровенской АЭС в ценах 2015 г.).

$$C_{\text{рем}} = 85400 \times 817,39 + 10470,8 + 30000 + 609813,4 = 720089,3 \text{ тыс. руб.}$$

Расчет суммы затрат реального ущерба и упущеной выгоды от недопоставки электроэнергии (мощности) на оптовый рынок:

– продолжительность простоя энергоблока во внеплановом ремонте для ремонта сварного соединения №111 102 сут (на основании фактической продолжительности ППР при замене ПГ 1-4 энергоблока №5 Нововоронежской АЭС в 1988 – 1989 гг.);

– потери выработки энергоблока рассчитаны исходя из фактически сложившейся стоимости электроэнергии на РСВ за 2015 г. по Нововоронежской АЭС, величины потерь выработки энергоблока мощностью 1000 МВт за период простоя 102 сут и экономии от списания ядерного топлива в период останова:

$$\Pi_{\text{пр}} = 0,6_{\text{выр}} \times \mathcal{C}_{\text{ср}} \times 2015 - \mathcal{E}_{\text{ят}},$$

$$\Pi_{\text{пр}} = 2315,4 \text{ тыс. МВт}\cdot\text{ч} \times 1092 \text{ руб./МВт}\cdot\text{ч} - 402247,2 \text{ тыс. руб.} = 2126169,6 \text{ тыс. руб.}$$

Таким образом, суммарные убытки и упущеная выгода составят 2846258,9 тыс. руб.

Расчет размера убытков при выполнении аварийного (непланового) ремонта энергоблока при сквозном дефекте сварного соединения №111. При сквозном дефекте СС№111 и его воздействии на смежное оборудование затраты на ремонт будут аналогичны затратам на ремонт СС№111 с увеличением сроков простоя блока в ремонте в связи с необходимостью ремонта смежного оборудования и дополнительной дезактивации оборудования и помещений. Убытки составят более 782954,1 тыс. руб.

Расчет размера убытков при выполнении аварийного (непланового) ремонта при повреждении узла приварки «холодного» коллектора к патрубку ПГ в зоне СС №111-2 аналогичен расчету убытков при ремонте СС№111-1. Убытки составят 782 954,1 тыс. руб.

Размер убытков при наступлении одного из вероятных событий приведен в табл. 2
Таблица 2

Размер убытков при наступлении вероятного события

Критический элемент	№ п/п	Тип предельного состояния	Последствия	Размер убытков при наступлении вероятного события, тыс. руб.
Узел приварки горячего коллектора ПГ к ДУ-1200	1	Трещина в СС №111 выше браковочного критерия в узле приварки «горячего» коллектора к патрубку ПГ в зоне СС№111	Ремонт (не более пяти раз)	782 954,1
	2	Количество трещин в СС №111 (≥ 5 -ти)	Замена ПГ	2 846 258,9
	3	Сквозной дефект СС №111	Влияние на смежное оборудование. Ремонт	>782 954,1
	4	Повреждение узла приварки «холодного» коллектора к патрубку ПГ в зоне СС №111-2	Ремонт (не более пяти раз)	782 954,1

Расходы на эксплуатацию системы непрерывного мониторинга эксплуатационной повреждаемости металла (СНМЭП) [6] СС №111-1 5ПГ-1-4, который основан на фактических затра-

так Нововоронежской АЭС, составляют 3625 тыс. руб. без НДС в ценах 2015 г. Таким образом, внедрение системы непрерывного мониторинга эксплуатационной повреждаемости (СНМЭП) металла СС №111 как превентивной меры, позволяющей оценивать динамику развития дефекта и применять компенсирующие меры, экономически эффективно.

Таблица 3

Пуски блоков ВВЭР-1000

<u>АЭС</u> блок	Год пуска	<u>АЭС</u> блок	Год пуска
<u>Нововоронежская</u> 5 блок	1980	<u>Ровенская</u> 1 блок 2 блок	1986 2004
<u>Южно-Украинская</u> 1 блок 2 блок 3 блок	1982 1985 1989	<u>Козлодуй</u> 1 блок 2 блок	1987 1991
<u>Запорожская</u> 1 блок 2 блок 3 блок 4 блок 5 блок 6 блок	1984 1985 1986 1987 1989 1995	<u>Хмельницкая</u> 1 блок 2 блок	1987 2004
<u>Калининская</u> 1 блок 2 блок 3 блок 4 блок	1985 1986 2004 2011	<u>Ростовская</u> 1 блок 2 блок 3 блок	2001 2009 2014
<u>Балаковская</u> 1 блок 2 блок 3 блок 4 блок	1986 1987 1988 1993	<u>Тяньваньская</u> 1 блок 2 блок	2006 2007
		<u>Куданкулам</u> 1 блок	2013

Количественная оценка вероятности отказа (разрушения) наиболее ответственного оборудования в составе энергоблока выполняется на основании статистических данных. Вероятности повреждения критических элементов для всех реакторов с однотипным оборудованием, трубопроводами либо конструктивными деталями оценивают по соотношениям

$$Q(t_k) = N_n / (N_{ok} \cdot t_k); \quad Q(t_3) = N_n / (N_{oe} \cdot t_3), \quad (2)$$

где N_n – количество оборудования определенного типа, получившего повреждения при заданном i -м виде предельного состояния; N_{ok} – общее количество оборудования, эксплуатировавшегося к моменту t_k возникновения заданного i -го типа повреждения; t_k – среднее время эксплуатации одного критического элемента к моменту достижения заданного i -го вида предельного состояния; N_{oe} – общее число критических элементов к моменту t_3 ; t_3 – среднее время эксплуатации одного критического элемента.

Поскольку каждый отказ оборудования в момент t_k сопровождается реализацией компенсирующих мероприятий по повышению надежности критического узла, то с течением времени при $t_3 > t_k$ наблюдается снижение вероятностей от $Q(t_k)$ до $Q(t_3)$.

Величины $Q(t_k)$ и $Q(t_3)$ в выражении (2) отличаются от классических показателей безопасной работы

$$Q(t_k) = \lim \Delta N_k(\Delta t) / N_{ok} \quad (3)$$

при $\Delta t \rightarrow 0$ и $N_{\text{ок}} \rightarrow \infty$ и фактически являются статистическим аналогом условной функции распределения времени до наступления рискового события:

$$Q(t_k) = \Delta N_k(\Delta t) / N_{\text{ок}}; \quad Q(t_3) = \Delta N_{\text{оз}}(\Delta t) / N_{\text{оз}}. \quad (4)$$

В таблице 3 содержится информация о годах пуска блоков ВВЭР-1000 на АЭС мира, в табл. 4 – наработка (в реакторо-годах) всех АЭС с ВВЭР-1000.

Таблица 4

Наработка АЭС с ВВЭР-1000

	Кол-во пущенных блоков за N год	Всего пущенных блоков к N году (накопительный итог)	Наработка реакторо-лет в N году	Наработка реакторо-лет к N году (накопительный итог)
1980	1		0	0
1981		1	1	1
1982	1	2	1	2
1983		2	2	4
1984	1	3	2	6
1985	3	6	3	9
1986	4	10	6	15
1987	4	14	10	25
1988	1	15	14	39
1989	2	17	15	54
1990		17	17	71
1991	1	18	17	88
1992		18	18	106
1993	1	19	18	124
1994		19	19	143
1995	1	20	19	162
1996		20	20	182
1997		20	20	202
1998		20	20	222
1999		20	20	242
2000	1	21	20	262
2001	1	22	21	283
2002		22	22	305
2003	1	23	22	327
2004	3	26	23	350
2005		26	26	376
2006	1	27	26	402
2007	1	28	27	429
2008		28	28	457
2009	1	29	28	485
2010		29	29	514
2011	1	30	29	543
2012		30	30	573
2013	1	31	30	603
2014	1	32	31	634
2015		32	32	666
2016		32	32	698
Сумма (наработка реакторо-лет с 1980 по 2016 гг.) – 698				

В таблице 5 представлены исходные данные для расчета вероятностей событий на

парогенераторах АЭС с ВВЭР-1000 в соответствии с классификацией предельных состояний, указанных в табл. 1.

Таблица 5

Исходные данные для расчета вероятностей событий на ПГ АЭС с ВВЭР

Тип предельного состояния	N_n	$N_{\text{ок}}$	t_k , лет	$N_{\text{оэ}}$	t_3 , лет	Размер убытков, тыс. руб.
1	17	112	18	128	21,8	782 954,1
2	10	34,8	8,7	256	21,8	2 846 258,9
3	3	61	19,7	128	21,8	>782 954,1
4	4	68	17,1	128	21,8	782 954,1

Группа предельного состояния 1 связана с дефектами выше браковочного критерия, требующими ремонта СС №111 горячего коллектора. Всего с 1998 по 2016 гг. выполнено $N_n = 17$ ремонтов СС №111. Среднее количество горячих коллекторов парогенераторов, находящихся в эксплуатации с 1998 по 2016 гг., можно оценить по формуле

$$N_{\text{ок}} = 4 \sum_{i=1998}^{2016} K_i / T,$$

где K_i – количество реакторов, находящихся в эксплуатации от момента обнаружения дефекта с 1998 по 2016 гг., требующих ремонта СС №111; T – период эксплуатации реакторов с 1998 по 2016 гг. Получаем $N_{\text{ок}} = 112$.

Среднее время эксплуатации узла приварки коллектора ПГ к патрубку Ду-1200 к моменту образования дефекта, требующего ремонта, $t_k = 18$ лет (см. табл. 5). В таком случае $Q(t_k) = 8,4 \cdot 10^{-3}$. Общее число критических элементов (узлов приварки горячего коллектора к трубопроводу Ду-1200) к 2016 г. составляет $N_{\text{оэ}} = 128$, среднее время эксплуатации одного критического элемента $t_3 = 21,8$ лет. Таким образом, $Q(t_3) = 6,0 \cdot 10^{-3}$.

Группа предельного состояния 2 связана со значительным повреждением СС №111, требующим замены парогенераторов. К началу 2016 г. зафиксировано $N_n = 10$ замен парогенераторов. Общее количество парогенераторов, находящихся в эксплуатации к моменту t_k массовой замены парогенераторов в 1989 – 1990 гг., $N_{\text{ок}} = 34,8$.

До замены парогенераторов наработано 284 парогенераторо-лет. Среднее время эксплуатации до замены парогенератора составляет $t_k = 8,7$ лет. В таком случае получаем $Q(t_k) = 3,3 \cdot 10^{-2}$.

После замены парогенераторов были реализованы компенсирующие мероприятия по повышению надежности СС №111, с течением времени при $t_3 > t_k$ наблюдается снижение вероятностей от $Q(t_k)$ до $Q(t_3)$.

В мире с 1980 г. эксплуатируется 128 парогенераторов ВВЭР-1000 с общей наработкой 2792 парогенераторо-лет. Тогда $Q(t_3) = 1,8 \cdot 10^{-3}$ при общем числе критических элементов $N_{\text{оэ}} = 256$ и среднем времени эксплуатации одного критического элемента $t_3 = 21,8$ лет.

Группа предельного состояния 3 связана со сквозным повреждением узла приварки «горячего» коллектора к патрубку Ду-1200. Всего зафиксировано три таких повреждения ($N_n = 3$). Среднее количество находящихся в эксплуатации горячих коллекторов до сквозных повреждений составляет $N_{\text{ок}} = 61$, $t_k = 19,7$, что дает $Q(t_k) = 2,4 \cdot 10^{-3}$. Для $N_{\text{оэ}} = 128$ и $t_3 = 21,8$ лет получаем $Q(t_3) = 1,0 \cdot 10^{-3}$.

Группа предельного состояния 4 – повреждение узла приварки «холодного» коллектора к патрубку Ду-1200. Известно о четырех повреждениях $N_n = 4$. Среднее количество находящихся в эксплуатации холодных коллекторов до сквозных повреждений составляет $N_{\text{ок}} = 68$, $t_k = 17,1$, что дает $Q(t_k) = 3,4 \cdot 10^{-3}$. Соответственно, $N_{\text{оэ}} = 128$ и $t_3 = 21,8$ лет

приводят к значению $Q(t_3) = 1,4 \cdot 10^{-3}$.

В таблице 6 показаны значения вероятности наступления предельных состояний.

Таблица 6

Вероятности наступления предельных состояний

N п/п	Тип предельного состояния	$Q(t_k) \times 10^{-3}$	$Q(t_3) \times 10^{-3}$	Размер убытков, тыс. руб.
1	1	8,4	6	782 954,1
2	2	33	1,8	2 846 258,9
3	3	2,4	1	> 782 954,1
4	4	3,4	1,4	782 954,1

Для нижней оценки значения риска для четырех предельных состояний воспользуемся формулой (1), тогда $R_k = 105\ 044,5$ тыс. руб., $R_3 = 11\ 700,0$ тыс. руб.

Значение риска в результате наступления предельных состояний на порядок больше показателя риска на этапе эксплуатации оборудования.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Выполнен анализ отказов, связанных с повреждениями узла приварки коллектора к патрубку ПГ АЭС с ВВЭР.

Отказы коллектора парогенераторов АЭС с ВВЭР классифицированы по наступлению предельных состояний. Рассчитаны значения вероятности наступления предельных состояний и рисков их наступления.

Размер как прямых, так и косвенных убытков при повреждении узла приварки коллектора к патрубку ПГ в зоне СС №111 является значительным.

Сварное соединение №111 остается в зоне высокой потенциальной опасности появления недопустимых дефектов (разрушения) и требует мер по контролю определения момента их образования и развития.

Внедрение экономически эффективной системы непрерывного мониторинга эксплуатационной повреждаемости позволяет оценивать динамику развития дефекта и применять превентивные компенсирующие меры, позволяющие минимизировать затраты на ремонт СС №111.

Литература

1. Бакиров М. Б., Поваров В.П., Левчук В.И., Громов А.Ф. Разработка технологии непрерывного акустико-эмиссионного мониторинга эксплуатационной повреждаемости металла ответственного оборудования атомных станций // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – №3. – С.15-23.
2. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций, НП-001-15.
3. Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок, НП 089-15.
4. Основные требования к продлению срока эксплуатации блока атомной станции, НП-017-2000.
5. Острийковский В.А., Смолин Д.И. Количественная оценка вероятностей исходных событий при анализе риска от эксплуатации атомных станций // Северный регион: наука, образование, культура. – 2013. – № 2. – С. 11-21.
6. Левчук В.И. Расчетно-экспериментальный анализ влияния термосиловых воздействий на повреждение узла приварки коллектора теплоносителя к корпусу парогенератора ПГВ-1000М. – М. Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук. 2015.
7. Острийковский В.А. Техногенный риск: Введение в теорию: Учеб. пособие. Сургут: ИЦ СурГУ, 2009. 63с.
8. Острийковский В.А., Швыряев Ю.В. Безопасность атомных станций: Вероятностный анализ.

- М.: Физматлит, 2008. 353 с.
9. Острайковский В.А., Саакян С.П. Модели определения вероятностей исходных событий аварий методами теории катастроф. / Труды Международной научной школы «Моделирование и анализ безопасности и риска в сложных системах». 6-10 июля 2010, Санкт-Петербург. – С. 123-126. – СПб.: ГУАП, 2010. – 566 с.
10. Махмутов Н.А., Фролов К.В., Драгунов Ю.Г. Анализ риска и повышение безопасности водоводяных энергетических реакторов / Под ред. Н.А. Махмутова и М.М. Гаденина. Ин-т машино-ведения им. А.А. Благонравова РАН. – М.: Наука, 2009. – 499 с.
11. Острайковский В.А., Саакян С.П. Техногенная безопасность и риск от эксплуатации атомных станций: Учеб. пособие. – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2011. – 160 с.
12. Острайковский В.А. Математические модели теории техногенного риска. – Сургут: ИЦ СурГУ, 2012. – 253с.
13. Вентцель Е.С. Теория вероятностей: Учеб. для вузов. – М.: Высшая школа, 1998. – 576 с.
14. Бахметьев А.М., Самойлов О.Б., Усынин Г.Б. Методы оценки и обеспечения безопасности ЯЭУ – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 136 с.
15. Климов А.Н. Ядерная физика и ядерные реакторы. Учебник для вузов. – 3-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 2002. – 464 с.
16. Бегун В.В. Вероятностный анализ безопасности атомных станций. Учебное пособие. – Киев: НТТУ КПИ, 2000. – 568 с.
17. Федеральный закон от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» (с изменениями и дополнениями).
18. Приказ Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 7 декабря 2015 г. № 502 «Об утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Правила контроля основного металла, сварных соединений и наплавленных поверхностей при эксплуатации оборудования, трубопроводов и других элементов атомных станций».
19. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии ПНАЭ Г-7-009-89 «Оборудование и трубопроводы атомных энергетических установок. Сварка и наплавка. Основные положения» (утв. постановлением Госатомэнергонадзора СССР от 11 мая 1989 г. № 6) (с изменениями и дополнениями).
20. Руководящие документы НП-006-98 ПНАЭ Г-01-036-95 «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности АС с реактором типа ВВЭР» (утв. постановлением Госатомнадзора РФ от 3 мая 1995 г. № 7).

Поступила в редакцию 27.09.2015 г.

Авторы

Нетяга Николай Николаевич, зам. директора НВ АЭС по экономике
E-mail: NetyagaNN@nvnpnpp1.rosenergoatom.ru

Саакян Сурен Петровович, доцент ИАТЭ НИЯУ МИФИ, канд. техн. наук
E-mail: s_saakian@mail.ru

Поваров Владимир Петрович, директор НВ АЭС, канд. техн. наук
E-mail: PovarovVP@nvnpnpp1.rosenergoatom.ru

UDC 621.311.25

ASSESSMENT OF RISKS OF DAMAGE OF WELDED JOINT OF MANIFOLD AND STEAM GENERATOR CONNECTION SLEEVE FOR NPP WITH VVER

Netyaga N.N.*, Saakyan S.P. **, Povarov V.P.*

* Rosenergoatom Concern, Branch «Novovoronezh nuclear power plant»
1 Promyshlennaya zona Yuzhnaya, Novovoronezh, Voronezh reg., 396072
Russia

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

ABSTRACT

The problems of determining the risks of failure of equipment of operating NPP and, particularly, plants with a long service life are highly relevant especially in association with approaching expiration of the design service life (25 – 30 years) of power units of NPPs in the RF, as well as with extended design service life of the newly built power units (up to 60 years). Expiration of the design service life of existing NPPs, as well as extension of design service life of the newly built power units predetermine the need to develop new approaches in order to ensure reliable and safe operation of the most critical elements of the thermal and mechanical equipment and pipelines.

One of such elements is the welded junction (WJ) zone No. 111 where hot collector is welded to the vessel of steam generator where development of operational defects is possible, and these defects are systematic in nature and affect safety of operation of the whole power unit.

Statistics of failures in WJ zone No. 111 between the hot and cold manifolds of the steam generator to the DU-1200 pipeline for VVER reactors is given in the present paper. Classification of approaching limiting conditions of failures is suggested for WJ zone No. 111 of the steam generator. Calculation of risk for the power unit in case of development of one of the limiting conditions was performed. The size of losses in cases of damage of the welding joint of a manifold with steam generator connection sleeve in a zone WJ No. 111 is considerable. The probability of emergence of unacceptable defects within zone WJ No. 111 remains to be very high and requires undertaking measures for controlling the moment of their initiation and development.

Key words: steam generator, manifold, refusal, damage, risk, zone of a welded joint.

REFERENCES

1. Bakirov M.B., Povarov V.P., Levchuk V.I., Gromov A.F. Development of the technology of continuous acoustic emission monitoring of operational damageability of metal of sensitive equipment of nuclear power plants. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2014, no. 3, pp. 15-23 (in Russian).
2. General provisions of safety of nuclear power plants, NP-001-15 (in Russian).
3. Rules for the Construction and Safe Operation of equipment and pipelines of atomic power stations, NP089-15 (in Russian).
4. The main requirements for the extension of service life of the nuclear plant power unit, NP-017 - 2000 (in Russian).
5. Ostreykovsky V.A., Smolin D.I. Kolichestvennaya ocenka veroyatnosteyishodnykh sobytij pri analize risika ot eksplustacii atomnyh stancij. [The quantitative assessment of probabilities of initial events in the analysis of risk from operation of nuclear power plants].

- Severny region: nauka, obrazovanie, kul'tura.* 2013, no. 2, pp. 11-21 (in Russian).
6. Levchuk V.I. Raschetno-experimentalny analiz vliyaniya termosilovykh vozdeystviy na povrezhdeniye uzla privarki kollektora teplonositelya k korpusu parogeneratora PGV-1000M. Diss. Kand. techn. nauk [The calculated and experimental analysis of influence of thermal power impacts on the damage of welded joint of manifold of the heat carrier to a PGV-1000M steam generator housing. Cand. Sci. (Eng.) dissertation]. Moscow, 2015. 136 p. (in Russian).
 7. Ostreykovsky V.A. Technogenic risk: Introduction to the theory. Surgut. IC SurGU Publ., 2009, 63 p. (in Russian).
 8. Ostreykovsky V.A., Shvyryaev Yu.V. Safety of nuclear power plants: Probability analysis. Moscow. Fizmatlit Publ., 2008, 353 p. (in Russian).
 9. Ostreykovsky V.A., Saakyan S.P. Model of determination of probabilities of initial events of accidents by methods of the theory of accidents. In: Proc. of the IX International Scientific School MA SR – 2010, pp. 123-126. Saint-Petersburg. SUAI Publ., 2010, 566 p. (in Russian).
 10. Makhmutov N.A., Frolov K.V., Dragunov Yu.G. Analysis of risk and increase of safety of light water power reactors. Eds. N.A. Makhmutov, M.M. Gadenin. Moscow. Nauka Publ., 2009. 499 p. (in Russian).
 11. Ostreykovsky V.A., Saakyan S.P. Technogenic safety and risk from operation of nuclear power plants. Odninsk. IATE NRNU MEPhI Publ., 2011, 160 p. (in Russian).
 12. Ostreykovsky V.A. Mathematical models of the theory of technogenic risk. Surgut. IC SurGU Publ., 2012, 253 p. (in Russian).
 13. Venttsel E.S. Probability theory. Moscow. Vysshaya shkola Publ., 1998, 576 p. (in Russian).
 14. Bakhmetyev A.M., Samoylov O.B., Usynin G.B. Methods of assessment and safety of NPP. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1988, 136 p. (in Russian).
 15. Klimov A.N. Nuclear physics and nuclear reactors. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2002, 464 p. (in Russian).
 16. Begun V.V. Probability analysis of safety of nuclear power plants. Kiev. NTTU KPI Publ., 2000, 568 p. (in Russian).
 17. Federal Law of the RF No. 170-FZ dated 21 November, 1995 «On the use of atomic energy» with modifications and amendments (in Russian).
 18. Executive Order of the Federal Service for Environmental, Technological and Nuclear Oversight of No. 502 dated 7 December, 2015 «On the establishment of federal regulation and rules of use of atomic energy of «The rules of monitoring of the main metal, welded joints and the built-up surfaces during operation of an equipment, pipelines and other elements of nuclear power plants» (in Russian).
 19. Federal regulations and rules of use of atomic energy PNAEG-7-009-89 «Equipment and pipelines of atomic power stations. Welding and weld deposition. Main provisions» with modifications and amendments (in Russian).
 20. Guidance documents NP-006-98 and PNAE G-01-036-95 «Requirements on the subject matter of safety justification reports for NPPs equipped with VVER reactors» (Resolution of Gosatominadzor of the Russian Federation No. 7 dated May 3, 1995) (in Russian).

Authors

Netyaga Nikolay Nikolaevich, Deputy Director, Novovoronezh NPP

E-mail: NetyagaNN@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Saakyan Suren Petrovovich, Assistant Professor, INPE NRNU MEPhI, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: s_saakyan@mail.ru

Povarov Vladimir Petrovich, Director, Novovoronezh NPP, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: PovarovVP@nvnpp1.rosenergoatom.ru

ОПЫТ ПРОВЕДЕНИЯ КОМПЛЕКСНЫХ ИЗМЕРЕНИЙ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РАЗНОРОДНЫХ СИСТЕМ НА РАЗЛИЧНЫХ ЭТАПАХ ПУСКА ЭНЕРГОБЛОКА ВВЭР-1200

В.И. Павелко*, М.Т. Слепов, В.У. Хайретдинов*****

* АО «НТЦ Диапром»

109518, Москва, ул. Газгольдерная, 14

** Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» Нововоронежская АЭС

396072, Воронежская обл., г. Нововоронеж, Промышленная зона Южная, 1

*** АО ОКБ «Гидропресс»

142103, Московская обл., г. Подольск, ул. Орджоникидзе, 21



Главной особенностью ввода в эксплуатацию АЭС в нашей стране и по отечественным проектам за рубежом является проведение большого объема измерений на различных стадиях пусконаладочных работ в отличие от иностранного опыта, где специалисты больше внимания уделяют расчетному обоснованию, а при вводе в эксплуатацию натурные испытания проводят в меньшем объеме. Использование при пусконаладочных работах различных измерительных систем требует привлечения большого количества персонала из разных организаций, часто не координирующих между собой работу по получению информации. Это приводит к многократному дублированию (монтажу, установке, наладке) как измерительных каналов, так и получаемой информации, что является одним из источников ее искажения, и существенному увеличению стоимости работ. В то же время большинство современных энергоблоков оснащается системами технической диагностики (СТД) [3, 4, 6, 10], состоящими из разнообразных измерительных каналов. Существующая практика ввода в эксплуатацию СТД предусматривала наладку и запуск систем только при достижении энергоблоком уровня мощности в 100%, что исключало их использование на этапе пусконаладочных работ и наборе мощности. Особенностью данной работы является попытка объединения разнородных локальных систем в единую информационную систему, позволяющую использовать максимальное количество штатных каналов одновременно с временно установленными для проведения пусконаладочных измерений каналами для получения достоверной и добротной информации о состоянии энергоблока.

Ключевые слова: ввод в эксплуатацию, виброконтроль, ВВЭР-1200, системы технической диагностики, система контроля вибрации, пусконаладочные измерения, переносной анализатор, акустические стоячие волны, собственные частоты колебаний, функция когерентности, фазовые характеристики, колебания маятникового типа.

ВВЕДЕНИЕ

Ввод в эксплуатацию – важнейший этап жизненного цикла энергоблока нового поколения ВВЭР, от качества которого зависит надежность, безопасность и экономичность

© В.И. Павелко, М.Т. Слепов, В.У. Хайретдинов, 2016

последующей работы энергоблока АЭС. Главной особенностью ввода в эксплуатацию АЭС является применение метода натурного экспериментального обоснования. Данный метод заключается в проведении широкого спектра натурных измерений, включающих в себя как индивидуальные, так и комплексные испытания разнообразного оборудования и систем [11]. При этом затрачиваются значительные материальные, финансовые и трудовые ресурсы, а также ресурсы оборудования, так как, в основном, испытания проводятся в переходных и динамических режимах, редко происходящих при обычной эксплуатации, но вызывающих известные потери ресурса. В этой связи необходимо максимально эффективно использовать весь потенциал технических средств, применяемых в натурных измерениях.

В качестве одного из возможных путей повышения эффективности натурных испытаний и, как следствие, снижения прямых затрат на проведение пусконаладочных работ, а также первичной настройки систем технического диагностирования может служить концепция совмещения разнородных измерительных систем при проведении комплексных измерений. Под термином «разнородные системы» следует понимать измерительные системы, разные по функциям, типам измерительных каналов, штатные или смонтированные специально для проведения пусконаладочных работ и т.д. До настоящего времени все пусконаладочные измерения проводились без введенных в эксплуатацию систем технического диагностирования, что является препятствием успешному функционированию систем данного класса [1]. Синхронная многоканальная запись сигналов с совмещением систем из состава комплекса систем пусконаладочных измерений (СПНИ), системы контроля вибрации (СКВ) и системы технической диагностики ГЦНА (СТД ГЦНА), одна из которых временная (СПНИ) и предназначена для выведения нового блока АЭС на проектные параметры, а другие (СКВ и СТД ГЦНА) предназначены для длительного диагностирования в процессе промышленной эксплуатации этого блока, позволяет идентифицировать собственные и вынужденные колебания новой реакторной установки (РУ) ВВЭР-1200, отличающейся от РУ ВВЭР-1000 массогабаритными характеристиками и, как следствие, имеющей иные параметры собственных колебаний.

МЕРОПРИЯТИЯ ПО РЕАЛИЗАЦИИ КОМПЛЕКСНЫХ ИЗМЕРЕНИЙ

Вся работа по планированию, проведению и первичной обработке результатов комплексных измерений была выполнена в инициативном порядке персоналом Нововоронежской АЭС (НВАЭС), АО «НТЦ Диапром» (АО НТЦД) и АО ОКБ «Гидропресс» (АО ОКБ «ГП») для получения максимально полной информации о вибрационном состоянии РУ.

Комплекс систем пусконаладочных измерений (СПНИ)

СПНИ является средством подтверждения соответствия проектных решений реальным условиям работы энергоблока. Использование различных подсистем комплекса СПНИ позволяет извлечь максимальное количество первичной информации о реальном состоянии оборудования (вибрация, температура, пульсации давления, напряжения и т.д.), которую в условиях промышленной эксплуатации энергоблока получить будет невозможно.

Объем и состав комплекса СПНИ для проекта В-392М структурно аналогичны СПНИ на серийных блоках АЭС с ВВЭР-1000 и, в основном, соответствует решениям, реализованным в проектах В-320, В-428 и В-412 [5]. Испытания с использованием комплекса СПНИ в период циркуляционной промывки и обкатки, а также на этапах физического пуска, энергетического пуска и освоения проектной мощности энергоблока АЭС-2006 с реактором типа ВВЭР-1200 реализуются подсистемами контроля

- характеристик вибрационной нагруженности внутренних устройств реактора;
- вибрационных характеристик имитаторов тепловыделяющих сборок реактора;
- виброшумов реактора;

- теплогидравлических характеристик реактора и первого контура;
 - теплогидравлических характеристик верхнего блока и шахтного объема;
 - температур и напряжений элементов оборудования РУ;
 - пульсаций давления, перемещения и вибраций элементов оборудования РУ;
 - термомеханической нагруженности оборудования системы пассивного отвода тепла;
 - усилий перемещения органов регулирования системы управления;
 - гидравлических характеристик системы аварийного газоудаления;
 - повышения положения головок реперных тепловыделяющих сборок;
- а также подсистемой сейсмоиспытаний оборудования главного циркуляционного контура.

Как видно из приведенного списка подсистем, комплекс СПНИ охватывает своими измерительными каналами все оборудование РУ и решает основные задачи контроля вибродинамических характеристик оборудования, термомеханической нагруженности элементов главного циркуляционного контура (ГЦК) и системы пассивного отвода тепла (СПОТ), а также теплогидравлических характеристик оборудования РУ.

Для совместных комплексных измерений были отобраны три подсистемы (первая, вторая и седьмая) из указанного списка.

Система контроля вибрации (СКВ)

С 2003 г. новые блоки АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 оснащаются СКВ, которые включены в проект реакторной установки. СКВ позволяет выявлять на ранней стадии и прогнозировать динамику различных аномалий в состоянии РУ. По сравнению с другими подобными системами диагностики СКВ имеет существенные особенности. Это, в первую очередь, относится к шумовым компонентам сигналов датчиков различной физической природы. Более подробно состав самой СКВ, а также типы измерительных каналов для СКВ серийного энергоблока ВВЭР-1000 изложены в [2].

В комплексных измерениях были задействованы только два из пяти типов измерительных каналов СКВ: акселерометры, установленные на верхнем блоке РУ (по главным осям), и акселерометры, смонтированные на «холодной нитке» каждой петли (U-образный гиб, а также между корпусом РУ и ГЦНА). Применение нейтронно-шумовых каналов СКВ в совместных измерениях запланировано на этапе освоения мощности.

СКВ из состава системы контроля, управления и диагностики (СКУД) проекта РУ ВВЭР-1200 имеет важное отличие, а именно, отсутствие каналов измерения пульсаций давления, которые в свою очередь обусловливают частотный состав и амплитуду вибрации внутрикорпусных устройств (ВКУ).

Особо отметим, что СКВ вводилась в эксплуатацию в опережающем порядке для использования в комплексных измерениях по сравнению с другими пусковыми блоками, где мероприятия по вводу систем технической диагностики начинали реализовываться только после достижения 100%-го уровня мощности.

Система технической диагностики главных циркуляционных агрегатов (СТД ГЦНА)

СТД ГЦНА является автоматизированной системой технического диагностирования, предназначеннной для определения состояния главных циркуляционных агрегатов РУ по данным контроля теплотехнических и вибрационных параметров, выдачи диагностических сообщений о состоянии ГЦНА и формирования сигналов о превышении вибрации выше заданных уровней. Исходными данными для работы системы являются измеренные вибрационные параметры и параметры теплотехнического контроля (ТТК) ГЦНА. Параметры ТТК поступают из системы верхнего блочного уровня (СВБУ), а сигналы от датчиков вибрации через согласующие устройства и кабельные линии связи поступают в систему, где происходит их дальнейшая обработка для выявления диагностических признаков изменения технического состояния ГЦНА.

Функция контроля состояния ГЦНА и формирование предупредительной сигнализации

ции заключаются в сравнении текущих среднеквадратических значений (СКЗ) выброскорости по каждому каналу измерения абсолютной вибрации с заданными уровнями. Более подробные сведения о системе можно получить из источника [9].

ОБЪЕДИНЕНИЕ ПОДСИСТЕМ В ЕДИНОЕ ИНФОРМАЦИОННОЕ ПРОСТРАНСТВО

Детальный анализ конструктивных особенностей, отобранных для комплексных измерений систем, показал, что все системы построены по модульному принципу и имеют в своем составе стандартные разъемы для вывода сигнала на внешние регистрирующие устройства (тип BNC) по каждому измерительному каналу, но не имеют технических средств для ввода дополнительных параметров. Для построения совмещенной измерительной системы предполагалось выбрать одну систему в качестве ведущей и на основе ее возможностей (свободные или резервные измерительные каналы) организовать прием информации от других систем. Однако заложенные в нее разработчиком возможности предусматривали при модернизации систем расширить количество измерительных каналов всего на 10–15% от исходного. Таким образом, возможность совмещения систем с использованием только штатных возможностей ограничивала количество доступных измерительных каналов с других систем. Поэтому было принято решение об использовании внешнего универсального интегрирующего устройства.

Специалистами НВАЭС был разработан вариант с использованием переносного анализатора в качестве универсального интегрирующего устройства для всех трех систем, участвующих в комплексных измерениях. Переносными анализаторами был укомплектован отдел технической диагностики (ОТД) для проведения вибрационных измерений на турбогенераторах. В качестве анализатора использовался 40-канальный прибор LMS SCADAS Mobile – универсальный мобильный анализатор для измерения и анализа сигналов динамических процессов, совместимый практически с любым типом датчиков: акселерометрами, мостовыми датчиками, микрофонами, датчиками оборотов и термопарами. Он может работать с ПК или ноутбуком через Ethernet-интерфейс, через беспроводной интерфейс или как автономный регистратор. Управление анализатором выполняется с помощью ПО LMS Test.Xpress, имеющего функции программирования усилителей, калибровки каналов, настройки параметров измерений, управления процессом измерений и анализа данных. Схема объединения систем на основе анализатора представлена на рис. 1.

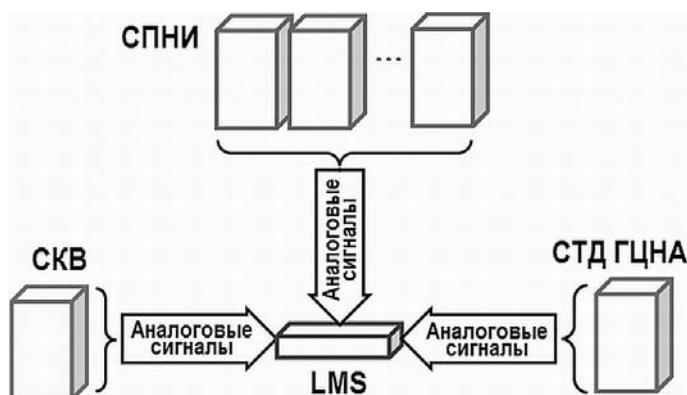


Рис.1. Объединение систем на основе анализатора LMS

Гибкость в использовании LMS SCADAS Mobile помимо универсальности в типах подключаемых измерительных каналов заключается в том, что при необходимости два или более однотипных приборов можно объединить в единый комплекс, создав тем самым распределенную регистрирующую систему, что является весьма эффективным решени-

ем в условиях действующей АЭС. Собранные одним анализатором (ведомым) по своим измерительным каналам информация обрабатывается, фильтруется и оцифровывается и по одному оптоволоконному кабелю передается на другой прибор (ведущий), проводящий регистрацию своих сигналов, где и происходит строгая синхронизация измеренных сигналов с последующей записью в единый файл.

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

В период с 09.11.2015 по 09.12.2015 гг. во время циркуляционной промывки и обкатки было проведено 57 комплексных измерений при параметрах первого контура энергоблока от $T_{1K} = 116^{\circ}\text{C}$ и $P_{1K} = 4,0 \text{ МПа}$ до $T_{1K} = 286^{\circ}\text{C}$ и $P_{1K} = 16,4 \text{ МПа}$.

В настоящее время не все полученные данные обработаны и поэтому представлены только первые, самые общие результаты. Например, на рис. 2 – 5 можно видеть семейства функций когерентности, охватывающие всевозможные взаимосвязи между парами задействованных в измерениях датчиков одной петли. Как видно из рисунков, функции когерентности могут иметь очень высокие значения (близкие к 1,0). Это свидетельствует как о большой взаимосвязи между сигналами пар датчиков, так и о качестве самой распределенной комплексной системы (ДПД в составе СПНИ, акселерометры – в СКВ).

Основным источником, обуславливающим вибрационное возбуждение ГЦК и корпуса РУ, являются акустические стоячие волны (ACB). Именно на частотах ACB достигаются максимальные значения соответствующих функций когерентности [1, 2], а не на других частотах собственных и вынужденных колебаний элементов ГЦК и корпуса РУ. Далее эта особенность ACB будет рассмотрена на примере РУ ВВЭР-1200.

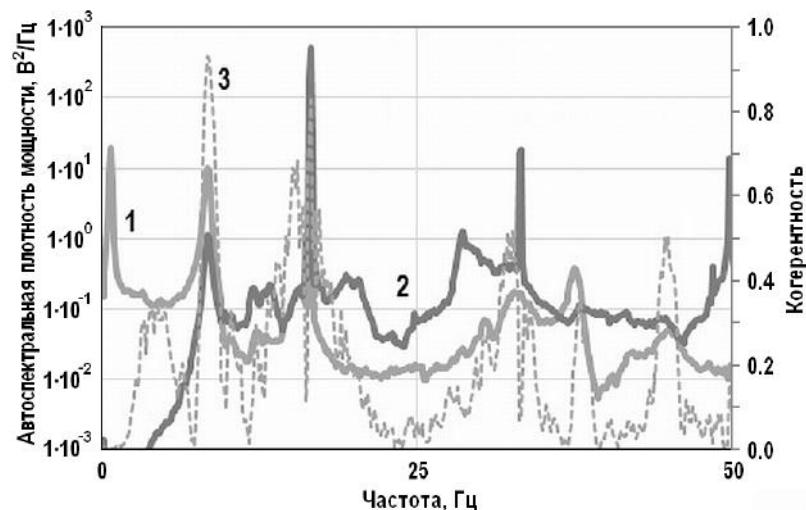


Рис. 2. Спектры ДПД (1), акселерометра ГЦН (2) и их функция когерентности (3)

Исследование акустических стоячих волн

Природа возникновения и специфика акустических стоячих волн (ACB) как главного источника возмущения колебаний внутриструктурных устройств (ВКУ), корпуса РУ и ГЦК подробно описаны в [1, 2]. Информацию о резонансах ACB, главным образом, извлекают из сигналов датчиков пульсации давления (ДПД). До настоящего времени ДПД оснащались все поставляемые на энергоблоки СКВ. Датчик для работы должен иметь прямой контакт с теплоносителем первого контура (прямая врезка в контур для ВВЭР-440 и размещение на импульсных трубках для ВВЭР-1000), что усложняет процедуру технического обслуживания данных каналов и налагает дополнительные требования к самому оборудованию. Поэтому АО НТЦД было принято решение использовать для описания свойств ACB виброакселерометры, размещенные на ГЦК, а ДПД из поставки для ВВЭР-1200 исключить.

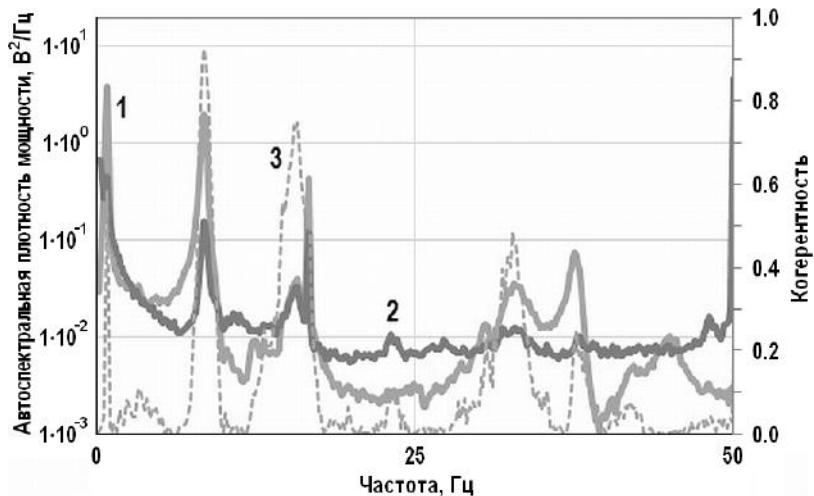


Рис. 3. Спектры ДПД на «холодной нитке» (1), ДПД на «горячей нитке» (2) и их функция когерентности (3)

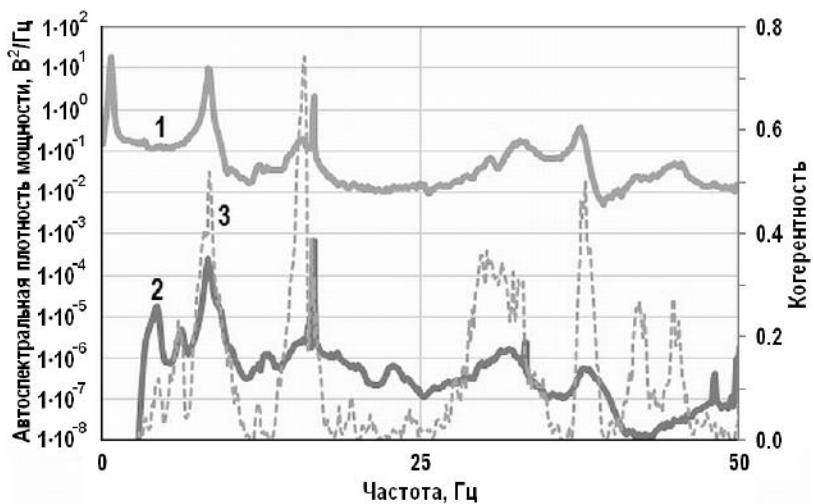


Рис. 4. Спектры ДПД (1), акселерометра верхнего блока (2) и их функция когерентности (3)

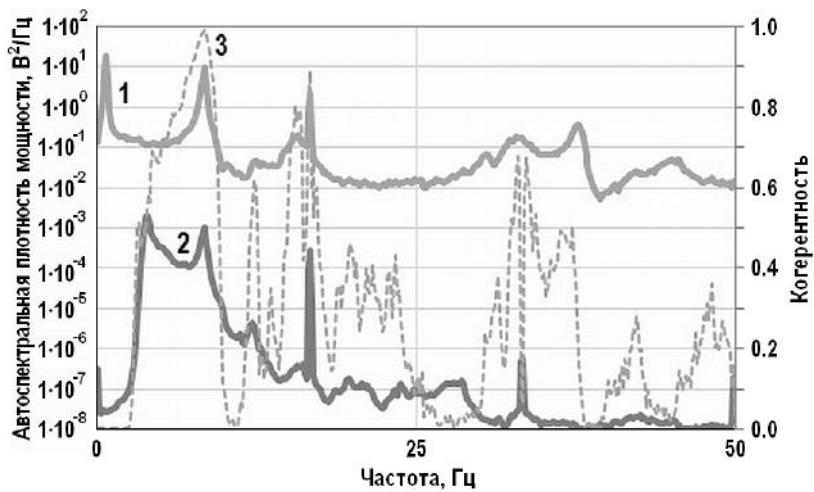


Рис. 5. Спектры ДПД (1), акселерометра петли (2) и их функция когерентности (3)

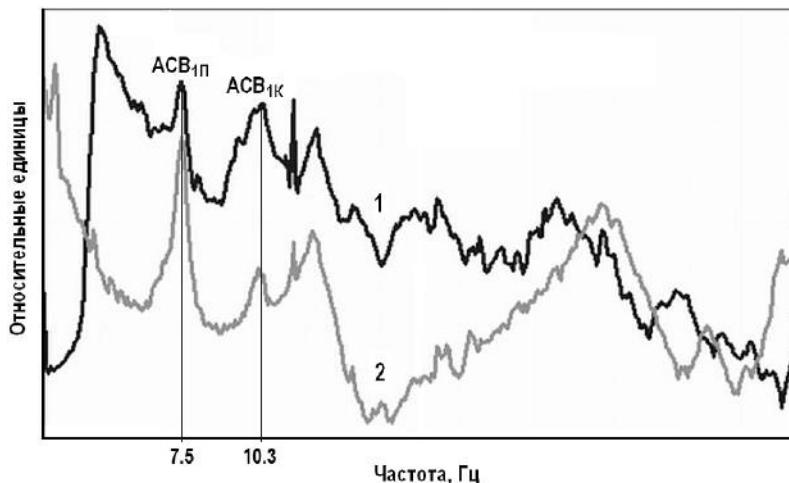


Рис. 6. Типичные автоспектры ДПД и акселерометра на «холодной нитке»: 1 – акселерометр; 2 – ДПД

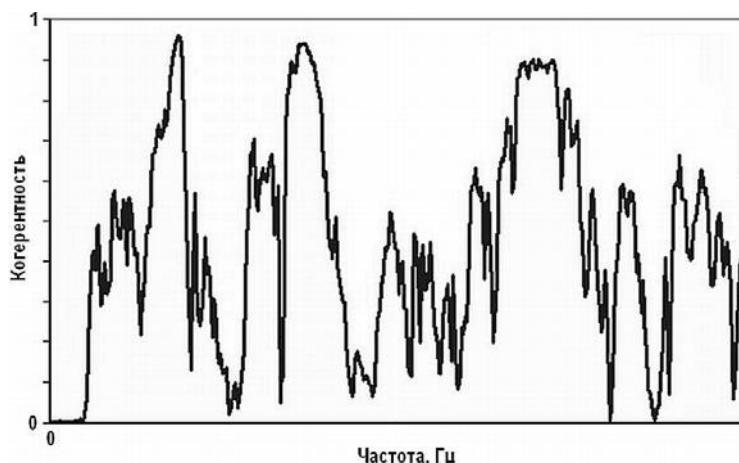


Рис. 7. Функция когерентности ДПД и акселерометра

На рисунке 6 представлены типичные автоспектры сигналов акселерометров СКВ и ДПД СПНИ, размещенных на «холодной нитке». Как видно из рисунка, основные резонансы формируются АСВ – это первая петлевая АСВ_{1П} с частотой $f \sim 7$ Гц и первая корпусная АСВ_{1К} с частотой $f \sim 10$ Гц. Они имеют ярко выраженные резонансы на соответствующих областях в авто- и взаимных спектральных оценках сигналов и ДПД, и акселерометров. На рисунке 7 показан качественный вид частотной зависимости функции когерентности [8], достигающей значений $\sim 0,9$ на частотах $f(\text{ACB}_{1\text{П}})$ и $f(\text{ACB}_{1\text{К}})$, что говорит о высокой степени связи между сигналами ДПД и акселерометров. Полученные результаты позволяют сделать вывод о целесообразности замены уникальных ДПД технологичными акселерометрами.

По измеренным сигналам ДПД в диапазоне температур $T_{1\text{K}}$ от 116 до 286°C была получена практически линейная зависимость частоты АСВ_{1П} от температуры теплоносителя первого контура:

$$f(\text{ACB}_{1\text{П}}) = 12,2 - 0,0175 \cdot T_{1\text{K}}. \quad (1)$$

Из источника [1] известно, что АСВ_{1П} от температуры теплоносителя первого контура для серийного ВВЭР-1000 описывается близкой линейной зависимостью:

$$f(\text{ACB}_{1\text{П}}) = 11,36 - 0,0160 \cdot T_{1\text{К}}. \quad (2)$$

Тем не менее, частоты АСВ_{1П} ВВЭР-1000 систематически меньше на всем температурном диапазоне ТН до 330°C, чем в ВВЭР-1200, т.е. эквивалентные акустические пути образования АСВ меньше у ВВЭР-1200, чем у ВВЭР-1000. Тот же вывод можно сделать и для АСВ_{1К}. Экспериментальные результаты по изменению частот вынуждающих сил и частот собственных колебаний необходимо учитывать в дальнейшем при оценке реальной вибронагруженности элементов ГЦК.

Колебания корпуса РУ

Основным источником колебаний корпуса являются АСВ, которые легко обнаруживаются в спектрах акселерометров на верхнем блоке, а также в различных функциях когерентности «ДПД-акселерометр» с высоким значением до 0,9. На частотах АСВ фазовые характеристики между сигналами соседних акселерометров на верхнем блоке РУ принимают только характерные значения 0° и (или) 180°, что свидетельствует об односторонних маятниковых колебаниях корпуса РУ. Вертикальная плоскость, в которой происходят данные маятниковые колебания корпуса, расположена между осями «I – III» и «II – IV». Из многолетней статистики виброконтроля корпусов РУ ВВЭР-1000 средствами СКВ [1, 2] следует, что такой тип колебаний ранее не наблюдался.

Непосредственной калибровкой измерительных каналов СКВ в ходе ПНИ персонал отдела технической диагностики (ОТД) НВАЭС показал, что размах колебаний данного типа незначителен и составляет величину не более 5 мкм.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Показана эффективность оперативного объединения информационных систем в различных их сочетаниях через внешний интегрирующий прибор для получения дополнительной информации о состоянии энергоблока.
2. Доказана возможность использования акселерометров для регистрации акустических стоячих волн в первом контуре РУ вместо датчиков пульсации давления.
3. Получены зависимости центральных частот АСВ от температуры ТН первого контура.
4. Выявлены односторонние «маятниковые колебания» корпуса РУ с размахом не более 5 мкм.

Литература

1. Аркадов Г.В., Павелко В.И., Усанов А.И. Виброшумовая диагностика ВВЭР/ Под ред. А.А. Абагяна. – М.: Энергоатомиздат, 2004. – 344 с.
2. Аркадов Г.В., Павелко В.И., Финкель Б.М. Системы диагностирования ВВЭР. – М.: Энергоатомиздат, 2010. – 391 с.
3. Биргер И.А. Техническая диагностика. – М.: Машиностроение, 1978. – 240 с.
4. ГОСТ 20911-89. Техническая диагностика. Термины и определения. – М.: Издательство стандартов, 1990. – 13 с.
5. Малышев Р.Ю., Хайретдинов В.У. Особенности контроля термомеханической нагруженности оборудования РУ при вводе в эксплуатацию энергоблока №4 Калининской АЭС. / Материалы конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР, ОКБ «Гидропресс», Польск, 28 – 31 мая 2013 г.
6. Пархоменко П.П., Согомонян Е.С. Основы технической диагностики. – М.: Энергоиздат, 1981. – 460 с.
7. Протокол № 9/04-03-02/24-Пр совещания по теме «Диагностирование тепломеханического оборудования и реакторных установок АЭС». – М.: АО «Концерн Росэнергоатом», 28.12.2015.
8. Сергиенко А.Б. Цифровая обработка сигналов. – СПб.: Питер, 2003. – 604 с.
9. Система технического диагностирования главных циркуляционных насосных агрегатов СТД ГЦНА-1391: [электронный ресурс] / Справочник средств измерений. Доступно на сайте <http://www.all-prbors.ru/opisanie/56440-14-std-gtsna-1391-60256> (Дата обращения 15.01.2016).

щения: 05.04.2016).

10. Мозгалевский А.В., Пархоменко П.П., Согомонян Е.С. Техническая диагностика. Справочник. Т. 9: Надежность и эффективность в технике. – М.: Машиностроение, 1987. – 240 с.
11. Овчинников Ф.Я., Голубев Л.И., Добрынин В.Д. Эксплуатационные режимы ВВЭР – М.: Атомиздат, 1988. – 359 с.
12. Thie J. Reactor noise. – New York, 1963.
13. Advances in safety related diagnostics and early failure detection systems: Report of a technical committee meeting organized by the IAEA and held in Vienna, IAEA-J4-TC698, November 20-24, 1995.
14. Albrecht R., Seifritz W. The information in neutron fluctuations. // Nuclear Science and Engineering, – 1970. – Vol. 41. – PP. 417-420.
15. Thie J.A. Reactor noise monitoring for malfunctions. // Reactor Technology, 1971. – Vol.14. – No. 4. – PP. 354-365.
16. Seifritz W., Stegemann D. Reactor noise analysis. // Atomic Energy Review, 1971. – Vol.9. – No. 1. – PP. 129-135.
17. Uhrig R.E. Noise analysis in power reactor. // Electrical World, 1973. – Vol. 180, – No. 11. – PP. 44-56.
18. Williams M.M.R. Random Processes in Nuclear Reactors. – Pergamon Press. Ltd. Oxford England. 1974.
19. Saito K. On the theory of power reactor noise (I, II, III). // Ann. of Nucl. Sci. and Eng., 1974. – Vol. 1. – PP. 3 -253.
20. Saito K. Source papers in reactor noise. // Progress in Nuclear Energy, 1979. – Vol. 3. – PP. 157-168.
21. Bernard P., Brillon A., Carre J.C. Neutron noise measurements of PWR's. // Progress in Nuclear Energy, 1977. – Vol. 1. – PP.333-346.

Поступила в редакцию 16.05.2016 г.

Авторы

Павелко Владимир Ильич, заместитель генерального директора, канд. техн. наук
E-mail: diaprom@diaprom.com

Слепов Михаил Тимофеевич, начальник отдела, канд. техн. наук
E-mail: slepovmt@pnppr1.rosenergoatom.ru

Хайретдинов Валерий Умярович, начальник отдела, канд. техн. наук
E-mail: khayretdinov@grpress.podolsk.ru

UDC 621.039.4

EXPERIENCE OF CARRYING OUT COMPREHENSIVE MEASUREMENTS USING HETEROGENEOUS SYSTEMS AT VARIOUS STAGES OF THE VVER-1200 POWER UNIT COMMISSIONING FOR OPERATION

Pavelko V.I. *, Slepov M.T. **, Khayretdinov V.U. ***

* JSC «NTTS Diaprom»

14 Gasholdernaya str., Moscow, 109518 Russia

** Branch of JSC «Concern Rosenergoatom», Novоворонеж NPP

1 Industrial zone South, Novоворонеж, Voronezh reg., 396072 Russia

*** JSC OKB «Gidropress»

21 Ordzhonikidze str., Podolsk, Moscow reg., 142103 Russia

ABSTRACT

The main feature distinguishing commissioning as refers to nuclear power plants in Russia and Russian projects implemented abroad is the large number of measurements conducted during different phases of commissioning which is in contrast to the foreign experience where professionals focus more on the design rationale, and of full-scale testing is conducted at a smaller scale during the commissioning. Use of measuring systems for various purposes during commissioning requires involvement of large numbers of staff from different organizations, often not coordinating with each other their efforts aimed at the obtaining information. This results in the unwanted parallelism (mounting, installation, adjustment) both of measurement channels and of the information thus obtained, which ultimately serves as one of the sources of its distortion and results in the substantial increase of the cost of operations. At the same time, most modern power units are equipped with technical diagnostics systems (TDS) [3, 4, 6, 10] including in their composition measuring channels for various purposes. In pursuance with existing practice of TDS commissioning adjustment and start-up operation of diagnostic systems is allowed only when the power unit level reaches 100% which prevents the TDS use during the phases of start-up preparation operations and the unit power ascension. Distinguishing feature of the present study is the attempt to combine disparate local systems into a unified information system allowing use of the maximum number of standard channels simultaneously with dedicated measurement channels temporarily installed for the commissioning in order to obtain reliable and quality information about the status of the power unit.

Key words: commissioning, vibration control, VVER-1200, technical diagnostics system, vibration control system, commissioning measurement, portable analyzer, acoustic standing waves, natural frequencies, the coherence function, phase, oscillation of pendulum type.

REFERENCES

1. Arkadov G.V., Pavelko V.I., Usanov A.I. Vibrating diagnostics of VVER. Ed.: A.A. Abagyan. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2004. 344 p. (in Russian).
2. Arkadov G.V., Pavelko V.I., Finkel B.M. Systems diagnosis of VVER. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2010. 391 p. (in Russian).
3. Birger I.A. Technical diagnostics. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1978. 240 p. (in Russian).
4. GOST 20911-89. Technical diagnostics. Terms and definitions. Moscow. Publishing House of Standards, 1990. 13 p. (in Russian).
5. Malyshev R.Y., Khayretdinov V.U. Control Features of thermomechanical loading of reactor plant equipment during commissioning of power unit No. 4 of Kalinin NPP. In Proceedings of

- Conference «Safety Assurance of NPP with WWER», OKB «Gidropress», Podolsk, May 28 – 31. 2013 (in Russian).
6. Parkhomenko P.P., Soghomonyan E.S. Basics of technical diagnostics. Moscow. Energoizdat Publ., 1981. 460 p. (in Russian).
7. Minutes of the Meeting No. 9/04-03-02/24-PR «Diagnostics of mechanical equipment and the reactor installations of nuclear power plants». Moscow. JSC «Concern Rosenergoatom», 28.12.2015 (in Russian).
8. Sergienko A.B. Digital signal processing. Saint-Petersburg. Peter Publ., 2003. 604 p. (in Russian).
9. The system of technical diagnostics of the STD RCP-1391 main circulation pump units. Electronic resource. Handbook on measuring instrumentation. Available at <http://www.all-pribors.ru/opisanie/56440-14-std-gtsna-1391-60256> (reference date: 05.04.2016) (in Russian).
10. Mozgalevskaya V.A., Parkhomenko P.P., Soghomonyan E.S. Technical diagnostics: Reference book. Vol. 9: Reliability and efficiency in engineering. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1987. 240 p. (in Russian).
11. Ovchinnikov F.Y., Golubev L.I., Dobrynin V.D. The operational modes of VVER. Moscow. Atomizdat Publ., 1988. 359 p. (in Russian).
12. Thie J. Reactor noise. New York, 1963.
13. Advances in safety related diagnostics and early failure detection systems. Report of a technical committee meeting organized by the IAEA and held in Vienna, IAEA-J4-TC698, November 20-24, 1995.
14. Albrecht R., Seifritz W. The information in neutron fluctuations. *Nuclear Science and Engineering*, 1970, v. 41, pp. 417-420.
15. Thie J.A. Reactor noise monitoring for malfunctions. *Reactor Technology*, 1971, v. 14, no. 4, pp. 354-365.
16. Seifritz W., Stegemann D. Reactor noise analysis. *Atomic Energy Review*, 1971, v. 9, no. 1, pp. 129-135.
17. Uhrig R.E. Noise analysis in power reactor. *Electrical World*, 1973, v. 180, no. 11, pp. 44-56.
18. Williams M.M.R. Random Processes in Nuclear Reactors. Pergamon Press. Ltd. Oxford, England. 1974.
19. Saito K. On the theory of power reactor noise (I, II, III). *Ann. of Nucl. Sci. and Eng.*, 1974, v. 1, pp. 3-253.
20. Saito K. Source papers in reactor noise. *Progress in Nuclear Energy*, 1979, v. 3, pp. 157-168.
21. Bernard P., Brillon A., Carre J.C. Neutron noise measurements of PWR's. *Progress in Nuclear Energy*, 1977, v. 1, pp. 333-346.

Authors

Pavelko Vladimir Ilyich, Deputy Director General, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: diaprom@diaprom.com

Slepov Mikhail Timofeevich, Head of Department, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: slepovmt@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Khayretdinov Valery Umyarovich, Head of Department, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: khayretdinov@grpress.podolsk.ru

ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ

Блохин П.А.*, Ванеев Ю.Е.*, Ковальчук В.Д.*, Крючков Д.В.***, Мёвиус В.В.********

* Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

** АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов»

636000, ЗАТО Северск, Томская обл., а/я 654



В ближайшей перспективе крайне актуальными становятся задачи по определению дальнейшей судьбы объектов ядерного наследия, в том числе вариантов вывода из эксплуатации на основе детальных обоснований соответствующих проектов. Широкой практики решения подобных задач в России не выработано, а первые шаги в этом направлении сделаны в рамках реализации ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года». Вопросы, возникающие при обосновании проектов вывода из эксплуатации подобных объектов, в части оценки радиационной защиты и безопасности как населения, так и персонала существенно отличаются от задач, возникающих при проектировании новых объектов ядерной техники. Это обусловлено критической нехваткой информации как о самих объектах ядерного наследия, так и о РАО, размещенных в них. Дополнительные сложности возникают из-за того, что со временем создания этих объектов существенно изменились нормативные требования, предъявляемые к объектам данного типа. Поэтому разработка подходов к обоснованию ядерной, радиационной и экологической безопасности таких объектов является крайне актуальной задачей. Для решения множества возникающих задач в рамках данной проблемы разработан программно-технический комплекс ОБОЯН, объединивший программные и аппаратные средства и обеспечивающий проведение анализа и обоснования безопасности ОЯН в их текущем состоянии и в долгосрочной перспективе. Основными компонентами комплекса являются расчетные модули для моделирования радиационных полей, миграции радионуклидов, распространения загрязнений в водной и воздушной средах, а также для оценки дозовых нагрузок и рисков для человека. Цель работы – описание структуры, функциональных возможностей этого комплекса и примеров его применения.

Ключевые слова: ядерное наследие, математическое моделирование, радиоактивные отходы, обоснование безопасности, инженерные барьеры, вмещающая среда, перенос излучения, миграция радионуклидов.

ВВЕДЕНИЕ

Проведение анализа ядерной, радиационной и экологической безопасности объектов использования атомной энергии требуется на протяжении всех этапов их жизнен-

© Блохин П.А., Ванеев Ю.Е., Ковальчук В.Д., Крючков Д.В., Мёвиус В.В., 2016

ного цикла, а его результаты служат основой при разработке документов, необходимых для получения лицензий на осуществление определенных видов деятельности. Такой анализ проводится на основе проектных данных, результатов комплексного инженерно-радиационного обследования (КИРО) объектов и прогнозного моделирования значимых процессов, сопровождающих их эволюцию.

Особые трудности возникают при анализе безопасности ядерно- и радиационно опасных объектов (ЯРОО), относящихся к объектам ядерного наследия (ОЯН) [1 – 3], количества которых в России порядка двух тысяч [4]. Это обусловлено целым рядом факторов. Во-первых, принципиальное отличие в подходах к обоснованию безопасности в сравнении с проектируемыми и строящимися объектами. Для новых объектов есть возможность выбора подходящей площадки, материалов и пр., тогда как для объектов наследия ситуация существенно отличается вследствие большого количества неопределенностей и мест их размещения, которые, как правило, не соответствуют современным требованиям. Во-вторых, большинство таких объектов создано в период становления атомной отрасли при менее жёстких (по сравнению с современными) нормативных требованиях по обеспечению безопасности. Эксплуатация большинства из них прекращена ещё в прошлом столетии, а системы защитных барьеров, препятствующие распространению радиоактивных веществ в окружающую среду, вырабатывают свой ресурс. Как правило, частично или полностью отсутствует документированная история эксплуатации объекта, неизвестно текущее состояние барьеров безопасности, часть информации, необходимой для описания состояния объекта, не может быть восстановлена в связи с длительным периодом эксплуатации объекта, а сохранившаяся информация, порой, не в полной мере соответствует действительности вследствие аварий и мероприятий по их устранению, модернизаций систем, оборудования и отдельных конструкций.

В отношении подавляющего числа таких объектов в последние десятилетия реализовывалась практика «отложенного решения». Поэтому в ближайшей перспективе крайне актуальными становятся задачи по определению дальнейшей судьбы этих объектов, т.е. варианта заключительной стадии их жизненного цикла, в том числе проведение оценок приоритетности и целесообразности реализации того или иного варианта вывода из эксплуатации (ВЭ) и детального обоснования проекта ВЭ.

Для решения множества описанных задач в рамках представленной проблемы специалистами ИБРАЭ РАН разработан программно-технический комплекс ОбОЯН (Обоснование безопасности объектов ядерного наследия) [5], соответствующий современным международным практикам и обеспечивающий проведение анализа и обоснование безопасности объектов ядерного наследия в их текущем состоянии и в долгосрочной перспективе, что позволяет обоснованно подходить к принятию управлеченческих решений по приоритетности и срокам реализации мероприятий в части обеспечения безопасности.

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА

Проведение исследований в части анализа ядерной, радиационной и экологической безопасности предполагает применение современных средств расчетного моделирования значимых физико-химических процессов в наиболее вероятных сценариях эволюции ЯРОО при наличии объективной и достаточной информации об этих объектах.

При этом необходимо использовать комплексный подход для оценки радиационных рисков человека на основании всей совокупности воздействующих факторов, оцененных по результатам выполненных исследований – как расчетных, так и экспериментальных. После постановки задачи, сбора имеющейся информации по объекту исследования и оценки ее достаточности и достоверности формируется перечень практических задач для проведения КИРО, целью которого является получение недостающей инфор-

мации об источнике излучения, текущем состоянии инженерных барьеров безопасности и свойствах вмещающей среды. Для рассматриваемых вариантов эволюции объекта проводятся расчетные оценки дозовых нагрузок на персонал и (или) население и соответствующих им радиационных рисков.

Такой подход заложен в основу требований к функциональному содержанию комплекса ОБОЯН, структура которого сформирована на основании принципов обеспечения максимальной совместимости различных систем, возможностей его автономного применения как в полном объеме, так и в отношении отдельных модулей или их комбинаций. При разработке программно-технических средств учитывали особенности ОЯН с соблюдением принципа создания единой информационной среды, обеспечивающей последовательную работу отдельных подсистем и специализированных модулей.

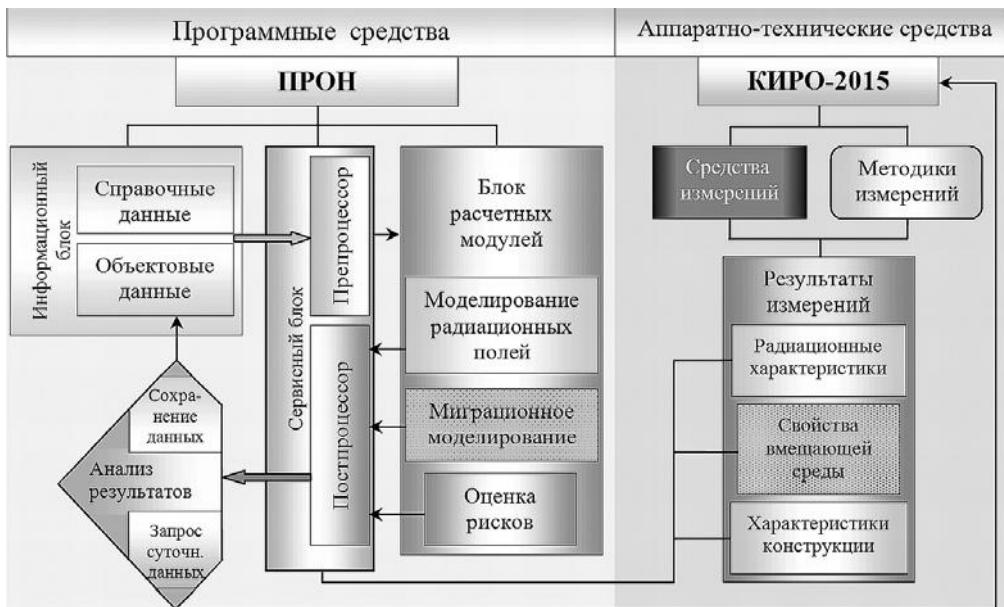


Рис. 1. Схема комплекса ОБОЯН

Комплекс ОБОЯН состоит из двух основных компонентов (рис. 1). Первый компонент – программно-информационный комплекс ПРОН (Программный комплекс обоснования безопасности объектов наследия), состоящий из трех блоков: информационного, расчетного и сервисного. Второй компонент – комплекс аппаратно-технических средств КИРО-2015, который предназначен для выполнения измерений и практических исследований с целью получения полного набора исходных данных, необходимых для последующего расчетного моделирования. Все средства, входящие в комплекс КИРО-2015, условно разделены по их функциональному назначению на три группы в соответствии с типом определяемых параметров: радиационные характеристики объекта, конструкционные характеристики и свойства вмещающей среды.

Ключевым элементом комплекса ПРОН является блок моделирования физических процессов, связанных с переносом радионуклидов и ионизирующего излучения в различных средах. Этот блок имеет следующие возможности: моделирование радиационных полей; миграции радионуклидов из зоны их первичной локализации, включая камерное и трехмерное моделирование; распространение загрязнений в водной и воздушной средах; оценка дозовых нагрузок и рисков для человека.

Информационный блок комплекса ПРОН состоит из справочной и объектовой подсистем. В первой собраны справочные данные, необходимые для обоснования безопасности: обобщенная информация об объекте, российские и международные нормативные

документы [6 – 12], данные по характеристикам радионуклидов (из библиотек оцененных ядерных данных [13, 14]), свойствам вмещающей среды и пр. В подсистеме объектовых данных хранится информация для каждого объекта по следующим разделам: общая информация, расположение и состояние объекта, проектные данные, радиационные характеристики, параметры вмещающей среды и обработанные данные, полученные в ходе выполнения КИРО.

Блок сервисного обеспечения предназначен для функционирования единого информационно-вычислительного пространства, необходимого для организации взаимодействия структурных единиц комплекса, формирования файлов исходных данных для моделирования, обработки первичных результатов расчетов, а также представления результатов анализа безопасности. В этом блоке обрабатываются и результаты измерений техническими средствами, входящими в состав комплекса КИРО-2015, которые сохраняются в объектовой базе данных для последующего анализа и применения.

ПРОГРАММНЫЕ СРЕДСТВА КОМПЛЕКСА ПРОН

Основные расчетные модули, входящие в состав комплекса ПРОН, представлены в табл. 1.

Таблица 1

Программные средства комплекса ПРОН

Назначение модуля	Функции модуля
Моделирование радиационных полей	Расчет в трехмерной геометрии интегральных и дифференциальных характеристик полей излучений и оценка дозовой нагрузки на персонал
Миграционное моделирование	Расчет параметров миграции радионуклидов через инженерные барьеры безопасности на основе моделей с сосредоточенными параметрами (камерные модели)
	Расчет параметров миграции радионуклидов в геологической среде на основе моделей с распределенными параметрами (трехмерные модели)
	Расчет параметров распространения радионуклидов в поверхностных водоемах и водотоках
	Расчет параметров распространения радионуклидов в воздушной среде
	Оценка дозовой нагрузки на население
Оценки радиационных рисков	Прогноз рисков для человека при остром и пролонгированном радиационном воздействии

Для моделирования переноса фотонов и нейtronов используется программа, реализующая метод Монте-Карло. Преимуществом программ такого класса является возможность задания сложной трехмерной геометрии, что позволяет создавать расчетные модели любых объектов. Разработаны программы-конверторы данных по геометрии, материалам и источникам, обеспечивающие автоматизированное создание сложных расчетных моделей и описание многоэтапного процесса демонтажа конструкций [15]. Формирование соответствующих разделов файла исходных данных в формате расчетной программы реализовано путем конвертации специально разработанной шаблонной САПР-модели объекта. В такой модели помимо геометрических параметров используются ссылки на данные о материалах и источниках из информационной системы. Конечной целью расчетов является оценка дозы, которую может получить человек, проводящий работы в моделируемой радиационной обстановке. В системе сервисного обеспечения реализована возможность визуализации САПР-модели и результатов расчета пространственного распределения мощности дозы.

Моделирование миграции радионуклидов в геосфере является одним из наиболее важных этапов при проведении прогнозного долгосрочного анализа безопасности ЯРОО и оценке его влияния на окружающую среду и человека. В комплексе ПРОН реализована возможность использования в качестве расчетного ядра различных кодов, основанных на применении принципа камерного моделирования миграции в ближней зоне, включая инженерные барьеры безопасности (с учетом формата исходных данных для каждого кода). Универсальный интерфейс и расчетный код составляют базовый модуль расчета миграции радионуклидов в составе комплекса ПРОН. Помимо основных функций интерфейс обеспечивает возможность задания исходных параметров для расчета на основе данных из информационной системы (параметры цепочек распадов радионуклидов, свойства вмещающей среды и пр.), что позволяет минимизировать вероятность ошибок при формировании расчетной модели. В модуль включены функции анализа чувствительности результатов расчета к неопределенностям входных параметров. С целью оптимизации создания расчетных моделей разработаны дополнительные возможности:

- проведение экспресс-оценок – расчетов с использованием стандартных подходов к моделированию объектов определенного типа;
- применение шаблонов – специально созданных унифицированных обобщенных моделей, соответствующих типовым объектам и позволяющих проводить расчеты с учетом деградации инженерных барьеров безопасности и неклассических процессов переноса радионуклидов в геологической среде.

Программы, реализующие принцип камерного моделирования, позволяют оценить скорость выхода радионуклидов в водоносный горизонт и далее до места разгрузки и (или) потребления человеком. Для более сложных систем, которые требуют детального описания геологии, и для расчетов дальней зоны может быть использован модуль трехмерного моделирования миграции радионуклидов.

В комплекс также включены модули расчета миграции радионуклидов в поверхностных водоемах и водотоках, параметров сорбции с использованием современных методов геохимического моделирования с учетом свойств фильтрующих сред и химического состава вод, атмосферного переноса радиоактивных выбросов от локальных источников, дозовых нагрузок на человека от внутреннего облучения, радиационных рисков.

Таким образом, в программно-информационном комплексе ПРОН сосредоточены современные расчетные средства для проведения комплексного анализа и выработки прогнозной оценки безопасности ОЯН.

АППАРАТНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ СРЕДСТВА КОМПЛЕКСА КИРО-2015

Комплекс КИРО-2015 предназначен для определения характеристик исследуемого объекта, необходимых для проведения последующего расчетного моделирования средствами комплекса ПРОН. Измерительное оборудование целенаправленно формировалось для определения

- радиационных характеристик объекта: интегральные параметры полей излучений (доза и мощность дозы нейтронного и гамма-излучений, плотность потока излучений) и дифференциальные параметры (энергетические спектры нейтронного и гамма-излучений для идентификации радионуклидного состава источников излучений в исследуемом объекте);
- параметров конструкционных элементов объектов, в первую очередь, барьеров безопасности, мест возможных их разрушений, других дефектов и неоднородностей, необходимых для последующей оценки текущего состояния и остаточного ресурса сооружений;
- свойств вмещающей среды, необходимых для моделирования миграции радионуклидов, включая характеристики грунтов, определяющих особенности геологического

строения, состава пород и их свойств, расположения уровня грунтовых вод.

Весь комплект оборудования формировался и применялся на площадке АО «ОДЦ УГР». Для возможности дальнейшего использования результатов измерений и их интеграции в информационную систему комплекса ПРОН разработаны специализированные сервисные модули. Для успешного применения оборудования и получения корректных данных разработаны, аттестованы и апробированы соответствующие методики измерений.

ПРАКТИЧЕСКАЯ ОТРАБОТКА РАЗРАБОТАННЫХ АППАРАТНЫХ И РАСЧЕТНЫХ СРЕДСТВ

В течение 2014 – 2015 гг. комплекс ОБОЯН и его отдельные модули успешно применялись для решения практических задач при оценке безопасности ЯР00. За этот период выполнены обоснования по отнесению РАО к особым в отношении более чем 50-ти объектов [16]. Для этих целей применялись базовые модули камерного моделирования миграции и расчета дозовых нагрузок на население.

С целью детальной отработки функциональных возможностей комплекса для выбранного объекта на площадке АО «ОДЦ УГР» (бетонный пункт хранения твердых РАО) были выполнены расчеты дозовых нагрузок на человека в соответствии с различными сценариями обращения с РАО (захоронение на месте или удаление РАО).

Окончательное решение по варианту ВЭ принимается после всестороннего анализа безопасности объекта с использованием в качестве исходных данных для расчетного моделирования актуальной информации о состоянии РАО, инженерных барьеров безопасности и вмещающей среды.

Для анализа сценариев, учитывающих реальное состояние хранилища, с использованием средств комплекса КИРО-2015 были проведены дополнительные обследования, в результате которых получены следующие результаты:

- данные о радиационной обстановке на территории размещения хранилища;
- радионуклидный состав и удельная активность образцов РАО;
- физические характеристики инженерных барьеров безопасности, в том числе изоляционные;
- химический состав воды;
- физические свойства вмещающей среды (состав, плотность, пористость и пр.);
- изображения внутреннего пространства хранилища.

Получение и обработка экспериментальных данных осуществлялись в соответствии с методиками выполнения измерений, разработка и метрологическая аттестация которых являлась одним из условий создания комплекса. Так для получения результатов радиационных обследований использовались методики [17, 18], а для оценки степени деградации инженерных барьеров безопасности и определения свойств вмещающей среды – методики [19, 20].

В результате выполненных исследований были уточнены исходные данные для дальнейшего расчетного моделирования.

Для варианта «захоронение на месте» рассмотрен сценарий, при котором происходит регулярное поступление инфильтрационных осадочных вод в хранилище.

Расчетная камерная модель (рис. 2) включает в себя камеры источника радионуклидов 1, инженерных барьеров безопасности – бетона 3 и технического грунта 5, прилегающих пород ненасыщенной зоны 7 и пород насыщенной зоны водоносного горизонта 9 и далее до места разгрузки 13. Результаты расчета динамики среднегодовой дозовой нагрузки на группы населения приведены на рис. 3.

Для рассматриваемого ПХ дозовые нагрузки для всех критических групп населения даже в долгосрочной перспективе не превысят 10 мкЗв/год, что соответствует отечественным нормативным требованиям. На заключительном этапе могут быть оценены радиационные риски в соответствии с рекомендациями МКРЗ.

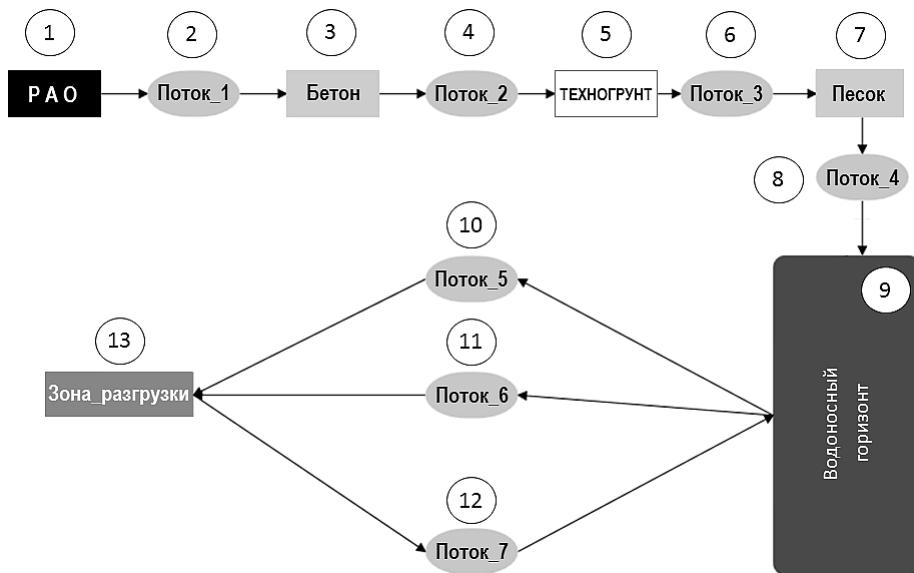


Рис. 2. Камерная модель хранилища в конструкторе модуля миграции: 1, 3, 5, 7, 12 – камеры; 2, 4, 6, 8, 10, 11, 12 – потоки; 9 – шаблон

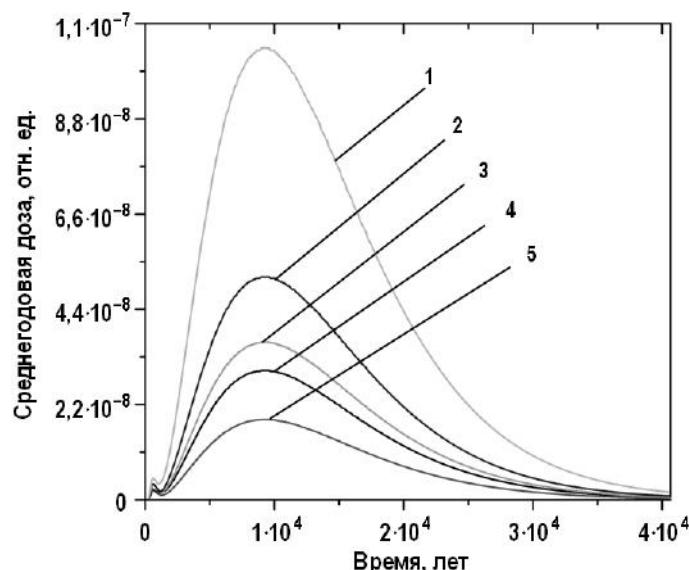


Рис. 3. Динамика дозовых нагрузок за счет миграции радионуклидов из ПХ для возрастных критических групп населения в контрольной точке: 1 – 2 года (1); 2 – 7 лет (2); 7 – 12 лет (3); 12 – 17 лет (4); взрослые (5)

При дальнейшей детализации расчетной модели переноса радионуклидов могут быть учтены отклонения кинетики миграционных процессов от общепринятых классических закономерностей. Данные механизмы могут играть ключевую роль в процессах как замедления выхода радионуклидов в биосферу (за счет эффекта двухпористости), так и его ускорения (за счет конкурирующего процесса коллоидного переноса). С помощью камерного моделирования могут быть выявлены основные закономерности указанных механизмов и проведены оценки их абсолютного эффекта при значениях исходных параметров, характерных для реальных геологических систем.

В качестве альтернативного сценария рассмотрен вариант удаления РАО из ПХ. В данном случае смоделирован его поэтапный демонтаж с извлечением порций РАО и

последующей их контейнеризацией. В качестве основного сценария демонтажа ПХ рассматривается последовательный разбор верхнего перекрытия, состоящего из бетонных плит. Предполагается, что кран снимает по одной плите, затем экскаватором с грейферным ковшом извлекаются и перемещаются РАО в контейнер, повторяя процедуру до их полного удаления из ПХ.

На рисунке 4а приведена САПР-модель ПХ после удаления первой плиты и нескольких порций РАО, визуализированная средствами комплекса ОБОЯН.

При таком сценарии основная дозовая нагрузка приходится на оператора экскаватора. На рисунке 4б показано распределение мощности дозы на высоте двух метров (на уровне оператора) при вскрытии одной плиты (до начала извлечения РАО). Из графика видно, что расположение оператора на расстоянии шести и более метров от центра плиты обеспечивает снижение дозовой нагрузки более чем на порядок даже без применения специальных защитных средств.

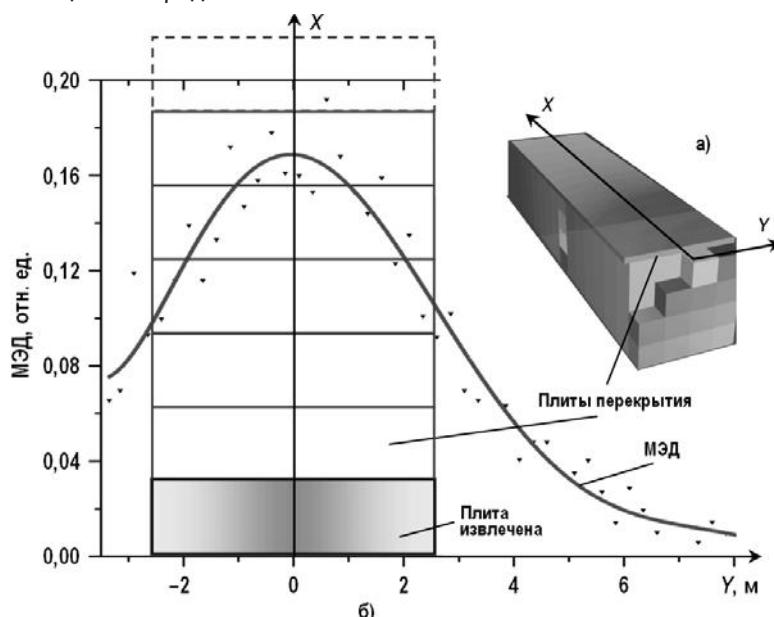


Рис. 4. САПР-модель хранилища (а); распределение мощности дозы от расстояния до осевой линии хранилища на высоте 2 м от поверхности перекрытия (б)

Следует отметить, что несмотря на кажущуюся простоту рассмотренного примера он является достаточно представительным с точки зрения демонстрации возможностей разработанного комплекса. Безусловно, более сложные задачи требуют использования расширенного набора специализированных расчетных средств комплекса (в частности, моделирование переноса радионуклидов в воздушной и водной средах, создание сложных моделей самого объекта и вмещающей среды). В отдельных случаях может потребоваться формирование детализированных трехмерных моделей исследуемых процессов и применение соответствующих программных средств их моделирования.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Созданный программно-технический комплекс ОБОЯН, объединивший современные программные и технические средства, обеспечивает единый научно обоснованный подход к решению задач анализа ядерной, радиационной и экологической безопасности объектов ядерного наследия. Встроенные в архитектуру комплекса средства конвертации и визуализации данных, формирования шаблонов и экспресс-моделей, статистической обработки результатов расчетов и измерений позволяют минимизировать вероят-

ность субъективных ошибок при формировании исходных данных для расчетов, сократить время подготовки расчетных моделей, повысить достоверность и информативность получаемых результатов.

В итоге сформирована базовая версия комплекса, в которую включены основные расчетные модули, а также элементы аппаратно-технического комплекса КИРО-2015, системы информационного обеспечения, моделирования и сервисной поддержки.

Комплекс прошел практическую апробацию при анализе безопасности объектов ядерного наследия, итоги которой подтвердили эффективность решений, принятых при его разработке. Результаты расчетного прогнозирования состояний объектов ядерного наследия на основе системного анализа всей совокупности экспериментальной информации, полученной с применением системы КИРО-2015 на объектах АО «ОДЦ УГР» (два ПУГР и пять пунктов хранения РАО), позволили оптимизировать состав и последовательность работ по удалению РАО и созданию дополнительных барьеров безопасности.

Программно-информационный комплекс ПРОН в полном объеме отработан и внедрен на предприятия атомной отрасли (АО «УЭХК», АО «ЧМЗ», ФГУП «ПО «Маяк», ПАО «НЗХК», ПАО «ППГХО», ФГУП «ГХК», АО «СХК» и др.) в ходе выполнения прогнозных оценок долговременной безопасности пунктов хранения РАО в рамках обоснования решений о принципиальной возможности отнесения размещенных в них РАО к особым.

В результате подтверждена работоспособность ключевых систем комплекса ОБОЯН и эффективность их серийного применения.

Подготовлены верификационные отчеты по основным базовым программам, входящим в состав расчетных модулей моделирования радиационных полей и миграции радионуклидов при решении задач анализа и обоснования безопасности ОЯН.

По результатам формирования комплекса зарегистрировано три результата интеллектуальной деятельности (модуль моделирования радиационных полей, базовый модуль миграции и комплекс ОБОЯН в целом), что подтверждает новизну и научно-технический уровень разработок и возможность их отчуждаемости в дальнейшем.

Промышленное применение комплекса позволит сократить расходы, связанные с анализом состояния и прогнозной оценкой безопасности ОЯН. Получаемые результаты будут способствовать обоснованному принятию стратегических решений по дальнейшей судьбе таких объектов.

Работа выполнена в рамках реализации одного из мероприятий федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года».

Литература

1. Большов Л.А., Лаверов Н.П., Линге И.И. и др. Проблемы ядерного наследия и пути их решения. Т. 1. – М.: Энергопроманалитика, 2012.
2. Большов Л.А., Лаверов Н.П., Линге И.И. и др. Проблемы ядерного наследия и пути их решения. Т. 2. – М.: Энергопроманалитика, 2013.
3. Большов Л.А., Лаверов Н.П., Линге И.И. и др. Проблемы ядерного наследия и пути их решения. Т. 3. – М.: Энергопроманалитика, 2015.
4. Абрамов А.А., Дорофеев А.Н. и др. К вопросу оценки объема ядерного наследия в атомной промышленности и на иных объектах мирного использования атомной энергии в России // Ядерная и радиационная безопасность. – 2014. – Т. 73. – № 3. – С. 1-11.
5. Блохин П.А., Крючков Д.В., Уткин С.С., Линге И.И. Программно-технический комплекс обоснования безопасности объектов ядерного наследия. / Сб. докл. III Международной научно-технической конференции «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики». – М.: ОАО «НИКИЭТ». – 2014. – Т.2. – С. 251-258.
6. Федеральный закон от 11 июля 2011 г. N 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».
7. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопас-

- ности НРБ-99/2009» (утв. постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 7 июля 2009 г. N 47).
8. Постановление Главного государственного санитарного врача РФ от 26 апреля 2010 г. N 40 «Об утверждении СП 2.6.1.2612-10 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ 99/2010)».
9. Policies and Strategies for Radioactive Waste Management, IAEA Nuclear Energy Strategy No. NW-G-1.1, IAEA, Vienna (2009).
10. Fundamental Safety Principles, IAEA, Safety Standards Series No. SF-1, IAEA, Vienna (2006).
11. Predisposal Management of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 5, IAEA, Vienna (2009).
12. Strategy and Methodology for Radioactive Waste Characterization, IAEA,-NECDOC-1537, IAEA, Vienna (2007).
13. Chadwick M.B., Oblozinsky P., Herman M., et. al. ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology, Nuclear Data Sheets 107, 2931 (2006).: ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology, Nucl. Data Sheets, 102, 2931 (2006).
14. Santamarina A. (Ed), Bernard D., Rugama Y. «The JEFF-3.1.1 Nuclear Data Library», JEFF Report 22(2009). Доступна на сайте <http://www.nea.fr/>.
15. Блохин П.А., Ванеев Ю.Е. Модули расчета радиационных полей в составе программно-информационного комплекса ПРОН. Препринт ИБРАЭ РАН № IBRAE-2013-03. – 2013. – С. 39-42.
16. Особые радиоактивные отходы. / Под общ. ред. И.И. Линге. – М.: 000 «САМ полиграфист», 2015. – 240 с.
17. Методика определения радионуклидного состава источников γ -излучения. / Свидетельство об аттестации № 43165.15176/RA.RU.311243.
18. Методика идентификации типов нейтронных радионуклидных источников по результатам измерения энергетического распределения плотности потока быстрых нейtronов. / Свидетельство об аттестации № 43165.15177/RA.RU.311243.
19. Методика измерений коэффициента распределения радионуклидов ^{90}Sr и ^{22}Na во вмещающей среде (коэффициента сорбции). / Свидетельство об аттестации № 251-RA.RU.311243-2015.
20. Методика измерений характеристик прочности на сжатие несущих конструкций ультразвуковым методом (с градуировкой по кернам, отобранным из конструкций). / Свидетельство об аттестации № 241-01.00294-2010/2015.

Поступила в редакцию 27.06.2016 г.

Авторы

- Блохин Павел Анатольевич, м.н.с. E-mail: Blokhin@ibrae.ac.ru
Ванеев Юрий Евгеньевич, в.н.с. E-mail: yuvan@ibrae.ac.ru
Ковалчук Василий Дмитриевич, с.н.с. E-mail: kov@ibrae.ac.ru
Крючков Дмитрий Вячеславович, зав. лаб. E-mail: dvk@ibrae.ac.ru
Мёвиус Вячеслав Владимирович, начальник технологического управления
E-mail: mevius@yandex.ru

UDC 621.039

SOFTWARE AND TECHNICAL COMPLEX FOR SAFETY SUBSTANTIATION OF NUCLEAR LEGACY FACILITIES

Blokhin P.A.*, Vaneev Yu.E.*, Kovalchuk V.D.*, Kryuchkov D.V.*, Mevius V.V.**

* RAS Nuclear Safety Institute.

52, Bolshaya Tul'skaya str., Moscow, 115191 Russia

** JSC «Pilot and demonstration center for uranium-graphite reactors decommissioning». ZATI Seversk, Tomsk Region , 636000 Russia, Box 654

ABSTRACT

Problems of determination of the fate of nuclear legacy objects, including, in

particular, the options of decommissioning these objects on the basis of detailed substantiation of relevant projects are becoming extremely important in the nearest future. No practices of wide scope solution of such problems have so far been developed in Russia and the first steps in this direction were made within the framework of implementation of the Federal Target Program «Nuclear and radiation safety assurance in 2008 and for the period until 2015». The issues emerging in the substantiation of projects of decommissioning such objects as pertains to the assessment of radiation protection and safety both for public and for personnel significantly differ from those addressed in designing new objects of nuclear technology. This is explained by the critical shortage of information both about the nuclear legacy objects per se, and, as well, about radioactive wastes disposed inside them. Additional difficulties arise because since the time when these objects were created regulatory requirements imposed on objects of such types underwent significant changes. Therefore, development of approaches to the substantiation of nuclear, radiation and environmental safety of such objects represent extremely important problem. OBOYAN software and technical complex combining software and hardware tools and ensuring implementation of analysis and substantiation of safety of NHOs in their current conditions and in long-term perspective was developed in order to solve numerous problems emerging within the framework of this general task. The main components of the complex are the computational modules for simulation of radiation fields, migration of radionuclides, spread of contamination in aqueous and air media, as well as for evaluation of exposure loads and risks for humans. The purpose of the present paper is to describe the structure and functional capabilities of the complex and to provide some examples of its application.

Key words: nuclear legacy, simulation analysis, radioactive waste, justification of safety, engineering barriers, host medium, radiation transport, radionuclide migration.

REFERENCES

1. Bol'shov L.A., Laverov N.P., Linge I.I., Evstratov E.V., Agapov A.M. Problemy yadernogo naslediya i puti ih resheniya [Solving Nuclear Legacy Challenges] Vol. 1. Moscow. Energopromanalitika Publ., 2012 (in Russian).
2. Bol'shov L.A., Laverov N.P., Linge I.I., Kryukov O.V. Problemy yadernogo naslediya i puti ih resheniya [Solving Nuclear Legacy Challenges] Vol. 2. Moscow. Energopromanalitika Publ., 2013 (in Russian).
3. Bol'shov L.A., Laverov N.P., Linge I.I. Problemy yadernogo naslediya i puti ih resheniya [Solving Nuclear Legacy Challenges] Vol. 3. Moscow. Energopromanalitika Publ., 2015 (in Russian).
4. Abramov A., Dorofeev A., Komarov E.A., Kudryavtsev E.G., Bol'shov L.A., Linge I.I., Abalkina I.L., Biryukov D.V., Vedernikova M.V., Khamaza A.A., Sharafutdinov R.B., Bochkaryov V.V. On the issue of evaluation of nuclear legacy volumes in the nuclear industry and other facilities of peaceful use of nuclear energy in Russia. *Yadernaya i radiacionnaya bezopasnost'*. 2014, v. 73, no. 3, pp. 1-11 (in Russian).
5. Blokhin P.A., Kryuchkov D.V., Utkin S.S., Linge I.I. Software and technical complex for safety substantiation of nuclear legacy facilities. Sb. dokladov III mezhdunarodnoy nauchno-tehnicheskoy konferencii «Innovacionnye proekty i tehnologii yadernoj energetiki» [Software and technical complex for safety substantiation of nuclear legacy facilities. Proceedings of the III International scientific-technical conference «Innovation projects and technologies of nuclear power generation».] Moscow. NIKIET Publ., 2014, v. 2, pp. 251-258 (in Russian).
6. Federal Law No. 190-FZ dated July 11, 2011 «On the Management of Radioactive Waste and Amendments to Certain Legal Acts of the Russian Federation» (in Russian).
7. Radiation Safety Norms (NRB-99/2009). SanPin 2.6.1.2523-09. – To replace NRB-99: approved by the Ministry of Health of the RF on July 7, 2009. Put into effect as of September 1, 2009. Moscow, 2009, 61 p. (in Russian).

8. Main Sanitary Regulations for Radiation Safety (OSPORB-99-2010). SP 2.6.1.2612-10: approved by the Chief Sanitary Doctor of the RF. Moscow. 2010 (in Russian).
9. Policies and Strategies for Radioactive Waste Management, IAEA Nuclear Energy Strategy No. NW-G-1.1, IAEA, Vienna (2009).
10. Fundamental Safety Principles, IAEA, Safety Standards Series No. SF-1, IAEA, Vienna (2006).
11. Predisposal Management of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 5, IAEA, Vienna (2009).
12. Strategy and Methodology for Radioactive Waste Characterization, IAEA,-NECDOC-1537, IAEA, Vienna (2007).
13. Chadwick M.B., Oblozinsky P., Herman M., Greene N.M., McKnight R.D., Smith D.L., Young P.G., MacFarlane R.E., Hale G.M., Frankle S.C., Kahler A.C., Kawano T., Little R.C., Madland D.G., Moller P., Mosteller R.D., Page P.R., Talou P., Trellue H., White M.C., Wilson W.B., Arcilla R., Dunford C.L., Mughabghab S.F., Pritychenko B., Rochman D., Sonzogni A.A., Lubitz C.R., Trumbull T.H., Weinman J.P., Br D.A., Cullen D.E., Heinrichs D.P., McNabb D.P., Derrien H., Dunn M.E., Larson N.M., Leal L.C., Carlson A.D., Block R.C., Briggs J.B., Cheng E.T., Huria H.C., Zerkle M.L., Kozier K.S., Courcelle A., Pronyaev V., and van der Marck S.C. «ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology», *Nuclear Data Sheets*, 107, 2931 (2006).: «ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology», *Nucl. Data Sheets*, 102, 2931 (2006).
14. Santamarina A. (Ed), Bernard D., Rugama Y. «The JEFF-3.1.1 Nuclear Data Library» JEFF Report 22(2009). Available at: <http://www.nea.fr/>.
15. Moduli rascheta radiacionnyh poley v sostave programmno-informacionnogo kompleksa PRON [The calculation modules of radiation fields as part of the PRON program-information complex]. Preprint IBRAE RAN №IBRAE-2013-03, 2013, pp.39-42 (in Russian).
16. Special Radioactive Waste / Ed. I.I. Linge. Moscow. SAM Poligrafist Publ., 2015, 240 p. (in Russian).
17. Methodology for determination of radionuclide composition of γ -emitting sources. Attestation Certificate №43165.15176 / RA.RU.311243 (in Russian).
18. Methodology for identification of the types of neutron radionuclide sources according to the results of measurement of energy distribution of fast neutron flux density. Attestation Certificate №43165.15177 / RA.RU.311243 (in Russian).
19. Methodology for measurement of distribution coefficients for ^{90}Sr and ^{22}Na radionuclides in the host environment (sorption coefficient). Attestation Certificate number 251-RA.RU.311243-2015 (in Russian).
20. Methodology for measurement of characteristics of compressive strength load-bearing structures by ultrasound method (with graduation for cores, selected from the structures). Attestation Certificate №241-01.00294-2010 / 2015 (in Russian).

Authors

Blokhin Pavel Anatolievich, Junior Researcher

E-mail: Blokhin@ibrae.ac.ru

Vaneev Yury Evgenievich, Leading Researcher

E-mail: yuvan@ibrae.ac.ru

Kovalchuk Vasily Dmitrievich, Senior Researcher

E-mail: kov@ibrae.ac.ru

Kryuchkov Dmitry Vyacheslavovich, Head of Laboratory

E-mail: dvk@ibrae.ac.ru

Mevius Vyacheslav Vladimirovich, Head, Technological Department

E-mail: mevius@yandex.ru

АВАРИЯ НА АС ФУКУСИМА-ДАЙТИ КАК СТРЕСС-ТЕСТ ДЛЯ НАЦИОНАЛЬНОЙ СИСТЕМЫ ЗАЩИТЫ НАСЕЛЕНИЯ ПРИ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ НА АТОМНОЙ СТАНЦИИ

В.А. Кутьков*, **, В.В. Ткаченко**

* НИЦ «Курчатовский институт»

123182, Москва, пл. Курчатова, 1

** Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

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



Обстоятельства аварии на японской АС Фукусима-Дайти, начавшейся 11 марта 2011 г., предложено использовать в качестве основы для стресс-теста национальной стратегии защиты населения при тяжелой запроектной аварии на атомной станции. Стресс-тестирования стратегии защиты населения показывают насколько национальная система устойчива при реализации самых неблагоприятных событий на АС и дают понимание о возможных уязвимостях и путях их устранения. Дано определение «фукусимской» модели стресс-теста, и действия японских властей в обстоятельствах аварии на АС Фукусима-Дайти рассмотрены как реакция на этот стресс-тест. Применение этого стресс-теста выявило существенные уязвимости в стратегии населения при аварии на АС, которая до аварии успешно прошла многократные проверки в более чем сотне учений разного уровня. Главной уязвимостью стратегии явилась опора на применение компьютерных систем оценки аварийного облучения для принятия решений на этапе аварийного реагирования. Предлагается использовать «фукусимский» стресс-тест для выявления уязвимостей в стратегии защиты населения при аварии на АС, принятой в Российской Федерации, а уроки, извлеченные из результатов тестирования, использовать для совершенствования этой стратегии.

Ключевые слова: радиационная авария; стратегия радиационной защиты населения; атомная электростанция; авария на АС Фукусима-Дайти; стресс-тест.

ВВЕДЕНИЕ

Авария на АС Фукусима-Дайти (Япония), начавшаяся 11 марта 2011 г., является единственной тяжелой аварией на АС, техническая информация о которой публиковалась в Интернете и в короткое время становилась доступной специалистам благодаря участию МАГАТЭ в распространении достоверной информации об аварии. Материалы, отражающие развитие аварии, ее экологические и радиологические последствия, а также действия правительства, направленные на смягчение последствий аварии и защиту населения, собраны в общедоступном банке данных [1]. Эти данные послужили одной из основ для детального анализа обстоятельств, причин и последствий аварии, которые вместе с уроками аварии вошли в доклад Генерального директора МАГАТЭ об аварии

на АС Фукусима-Дайити [2].

Уроки аварии нашли отражение в частях 3 и 7 «Основных международных требований безопасности», устанавливающих требования в части защиты людей в случае радиационной аварии [3, 4]. Согласно этим требованиям, следующим Рекомендациям МКРЗ 2007г. в [5], правительство должно обеспечить разработку, обоснование и оптимизацию стратегий защиты на стадии планирования и применение мер аварийного реагирования путем своевременного осуществления этих стратегий [4].

Выбор стратегии определяет способность правительства защитить граждан в случае тяжелой аварии на АС [10].

СТРАТЕГИЯ ЗАЩИТЫ НАСЕЛЕНИЯ ПРИ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ НА АС

Стратегия защиты населения включает в себя обеспечение аварийной готовности и проведение защитных мер для защиты людей на стадии аварийного реагирования. Рассмотрим два основных типа стратегий защиты населения.

В основе стратегии первого типа лежит концепция детального планирования защиты населения для постулированных классов запроектных аварий (ЗПА), различающихся радиологическими последствиями. Состояние критических функций безопасности [6, 7] определяет принадлежность ЗПА к определенному классу. Основой стратегии аварийного планирования (АП-стратегии) являются следующие элементы:

- постулированные классы запроектных аварий на АС в соответствии с их потенциальными радиологическими последствиями; критерии отнесения ЗПА к определенному классу, которые являются уровнями действия в аварийной ситуации (УДАС), отражающими состояние критических функций безопасности [3, 8, 9];

- зоны и расстояния аварийного планирования за пределами площадки для проведения защитных действий в случае ЗПА определенного класса с целью удержания доз облучения населения ниже общих дозиметрических критериев [3, 9];

- действующие уровни вмешательства (ДУВ), выраженные в терминах измеряемых параметров загрязнения окружающей среды, при превышении которых можно ожидать, что жители не будут в полной мере защищены, если не принять дополнительных защитных действий [3, 8, 9]; ДУВ служат для уточнения области применения мер защиты, запланированных для ЗПА определенного класса и проведенных в соответствии с УДАС;

- в целом обоснованные и оптимизированные концепции операций для проведения предупредительных и срочных защитных мер в зоне или в пределах расстояния аварийного планирования в случае реальной угрозы возникновения ЗПА определенного класса [9].

Концепция аварийного планирования [3, 9] состоит в том, чтобы в случае ЗПА начать проведение запланированных заранее защитных мер, не дожидаясь полного разрушения глубокоэшелонированной защиты АС и последующего выброса продуктов деления, а основываясь на эволюции состояний основных функций безопасности АС. При этом инициатором начала действий по защите населения является оператор АС [3, 9].

Примером стратегии преимущественно АП-типа является стратегия, основные элементы которой были предложены МАГАТЭ в публикации [9]. Основные положения такой стратегии обсуждаются в [10, 11].

В основе стратегии второго типа лежит концепция принятия мер защиты населения в случае возникновения чрезвычайной ситуации (ЧС). Основой такой стратегии (ЧС-стратегии) являются следующие элементы:

- критерии отнесения ЗПА к ЧС, которыми являются УДАС, отражающие потерю критических функций безопасности [5 – 7, 13]; за декларацией ЧС следует активирование органов, уполномоченных принимать решение (ОПР) по проведению мер защиты населения;

- мониторинг источника выброса или загрязнения ареала населенного пункта после разрушения глубокоэшелонированной защиты АС и выброса продуктов деления для

прогноза радиологических последствий ЗПА для его жителей;

– дозиметрические критерии проведения отдельных мер защиты с целью смягчения радиологических последствий ЗПА и производные от них ДУВ для оценки загрязнения ареала населенного пункта с целью обоснования мер защиты [12].

Концепция чрезвычайного планирования состоит в следующем [13, 14]:

– в случае нарушения критических функций безопасности АС начать подготовку к принятию и реализации решений по защите населения в случае полного разрушения глубокоэшелонированной защиты АС;

– после выброса продуктов деления и формирования загрязнения территории за пределами площадки принимать чрезвычайные меры защиты населения на основании мониторинга окружающей среды и прогноза развития аварийной ситуации.

При этом инициатором начала действий по защите населения является ОПР [13, 14].

Примером такой стратегии защиты населения является стратегия, принятая в Японии. В Российской Федерации применяется комбинированная стратегия. Например, в новом проекте российских АС [21] область аварийного планирования ограничена 890 м от реакторной установки, что соответствует авариям четвертого уровня по шкале ИНЕС [20]. Все аварии с большими последствиями рассматриваются как чрезвычайные ситуации [13, 14].

АВАРИЯ НА АС ФУКУСИМА-ДАЙТИ КАК МОДЕЛЬ СТРЕСС-ТЕСТА

Стресс-тестирование – одна из форм тестирования, которая используется для определения устойчивости системы в условиях превышения пределов нормального функционирования. Модели стресс-тестирования стратегии защиты населения показывают насколько национальная система устойчива при реализации самых неблагоприятных событий на АС и дают понимание о возможных уязвимостях и путях их устранения.

Согласно международным требованиям в [3], в основу обеспечения готовности к защите населения в случае запроектной аварии на АС должен бытьложен анализ событий

– на площадке (включая весьма маловероятные события), которые постулированы как могущие привести к тяжелым детерминированным эффектам за пределами площадки;

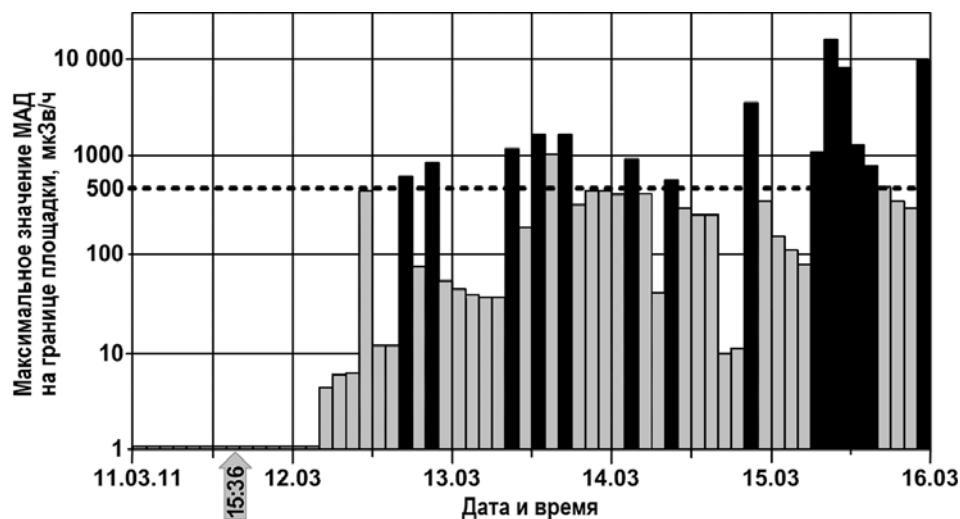
– зафиксированных в прошлых авариях.

Каждая тяжелая авария на АС служит моделью стресс-теста для системы защиты населения. Например, после аварии на АС «Три-Майл-Айленд» (1979 г., США) комиссия по ядерному регулированию США включила в положения, регламентирующие деятельность АС, дополнительные жесткие требования относительно обеспечения аварийной готовности и реагирования [6, 16]. После аварии на Чернобыльской АС (1986 г., СССР) были утверждены конвенции об оперативном оповещении о ядерной аварии и о помощи в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации [18]. Была разработана шкала ИНЕС [17]. Авария на АС Фукусима-Дайти – новый стресс-тест для национальных систем аварийной готовности.

Авария на АС Фукусима-Дайти началась 11 марта 2011 г. в 14:46 по японскому поясному времени вследствие Великого Восточно-Японского землетрясения магнитудой 9,0 баллов, которое привело к значительному разрушению инфраструктуры вблизи АС. Вышли из строя все шесть линий электропередач, соединяющих АС Фукусима-Дайти с внешним миром. Все реакторы на площадке были остановлены автоматически. Произошла потеря внешнего источника переменного тока на объекте, и аварийные дизель-генераторы начали обеспечивать функции безопасности, в том числе аварийное охлаждение реакторов.

В 15:36 (+0:00) за землетрясением последовало цунами, которое привело к тому, что площадка первой очереди АС с блоками 1 – 4 оказалась покрыта слоем воды толщиной

около 5 м. Произошло затопление находящихся ниже уровня площадки помещений, в которых находились дизель-генераторы, батареи и распределительные щиты электропитания АС. Система электроснабжения АС вышла из строя на неопределенный срок, и потеря функций безопасности стала неотвратимой. В рабочем состоянии остались лишь немногие приборы технологического контроля, и достоверность показаний некоторых из них была сомнительна. Продолжали работать 11 мониторов мощности амбиентной дозы внешнего излучения (МАД), расположенные на промплощадке АС и ее границе. По мере выхода из строя систем аварийного охлаждения реакторов блоков 1, 2 и 3, а также находящегося в бассейне выдержки блока 4 выгруженного из реактора облученного топлива началось плавление топлива, приведшее к неконтролируемому выбросу продуктов деления в атмосферу. После 4:00 12 марта загрязнение территории вблизи АС стало уже существенным [19]. Динамику выброса отражает рис. 1, где показаны максимальные значения показаний мониторов МАД, приведенных на рис. 4.1–4 в [19]. Штриховая линия – действующий в Японии УДАС (500 мкЗв/ч) для объявления ЧС (ядерной аварии на АС) в соответствии с [20]. Для российских АС уровень МАД на границе санитарно-защитной зоны, при котором следует объявлять ЧС (аварийной обстановки на АС), установлен равным 200 мкЗв/ч [5].



ПРОВЕРКА СТРАТЕГИИ ЗАЩИТЫ НАСЕЛЕНИЯ ЯПОНИИ «ФУКУСИМСКИМ» СТРЕСС-ТЕСТОМ

По состоянию на 31 декабря 2010 г. в Японии работали 54 энергоблока на 20-ти АС [22]. На одну АС в Японии в среднем приходится около 18200 км² суши, что соответствует области с радиусом примерно 76 км. При такой концентрации потенциально опасных объектов в Японии всегда уделяли большое внимание обеспечению аварийной готовности. Авария на заводе по производству ядерного топлива в Токай-Мура в сентябре 1999 г. явилась еще одни стресс-тестом, за которым последовало принятие специального закона об обеспечении готовности к ядерным авариям [20]. Закон и подзаконные акты определяют обязанности лицензиата, оператора АС, местных властей, центрального правительства и организаций, участвующих в обеспечении аварийной готовности и реагирования. Были установлены критерии отнесения ЗПА к ЧС и основы стратегии проведения чрезвычайных мер для защиты населения [23]. В этой стратегии главным лицом, принимающим решения по защите населения, определен премьер-министр, а ключевые роли в подготовке решений отведены двум министерствам – Министерству экономики, торговли и промышленности (METI – Ministry for Economy, Trade and Industry) вместе с Комитетом METI по надзору за ядерной и промышленной безопасностью (Проматомнадзор) и Министерству образования, культуры, спорта, науки и технологий (MEXT – Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology). Под эгидой METI и MEXT в 2000 – 2008 гг. были созданы 20 Удаленных центров управления противоаварийными действиями при каждой из АС, а также четыре Региональных центра технической поддержки [23]. В 2000 – 2008 гг. местные власти (префектуры) совместно с АС провели 126 аварийных учений. METI за тот же период провело совместно с АС 9 учений продолжительностью один–два дня. Ежегодно, начиная с 2000 г., правительство Японии проводит полномасштабные аварийные учения на одной из АС [23].

Детальное описание стратегии защиты населения в случае аварии на японской АС можно найти в [15, 23]. Лицензиат (оператор АС) несет ответственность за распознавание и предварительную классификацию ЗПА и смягчение ее последствий на площадке. Центральное правительство во главе с премьер-министром несет ответственность за окончательную классификацию ЗПА, декларацию ЧС (ядерной аварии на АС), активацию системы реагирования на ЧС всех уровней, прогноз развития ЧС и принятие решений по проведению чрезвычайных мер защиты населения. Органы местной власти несут ответственность за проведение защитных действий по прямому указанию или рекомендации премьер-министра.

Эта стратегия защиты населения, отработанная в течение многократных противоаварийных учений, подверглась тестированию аварией на АС Фукусима-Дайити.

В 15:42 11 марта (+0:06) оператор АС в соответствии со статьей 10 закона [20] сообщил национальным и местным органам власти об особом событии (полное обеспечение АС) [21].

В 16:45 (+1:03) оператор АС сообщил правительству и местным властям о невозможности закачки воды в систему аварийного охлаждения реактора для энергоблоков № 1 и 2, что, согласно [20], является ЧС (ядерная авария на АС).

В 17:42 (+2:00) METI и Проматомнадзор подтвердили первоначальную классификацию ЗПА, сделанную оператором в 16:45. Министр METI безотлагательно информировал об этом премьер-министра и потребовал официального объявления ядерной аварии на АС.

В 18:30 (+2:48) премьер-министр одобрил объявление чрезвычайной ситуации.

В 19:03 (+3:27) правительство объявило ядерную аварию на АС и создало Центральный и Локальный штабы реагирования на ЧС. Премьер-министр возглавил

оба штаба.

В обстоятельствах реальной аварии METI и MEXT оказались не в состоянии выполнить поставленные перед ними задачи прогноза облучения населения. Для решения таких задач под эгидой MEXT была разработана компьютерная Система прогнозирования доз облучения населения вследствие загрязнения окружающей среды SPEEDI (System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information) [23, 24]. Для работы SPEEDI необходимо знать суммарное количество радиоактивных продуктов, поступивших в окружающую среду при выбросе, их приблизительный изотопный состав и другие параметры выброса, погодные условия в момент выброса и т.д. За предоставление этой информации ответственно METI и оператор АС, но из-за полного обесточивания станции оказалось невозможным оценить состояние АС, дать прогноз его развития и тем более спрогнозировать выброс (см. рисунок).

Ситуация оказалась чрезвычайно неопределенной и бесперспективной в силу бессрочной потери электроснабжения: нет исходных данных – нет прогнозной оценки – нет защитных мер.

Таким образом, стресс-тест показал, что в течение первых шести часов после полной потери критических функций безопасности правительство и премьер-министр, действуя в полном соответствии с требованиями закона [20] и ЧС стратегии, оказались не в состоянии принять какое-нибудь решение о защите населения.

В 20:50 (+5:14) префект префектуры Фукусима отдал приказ об эвакуации жителей из зоны радиусом 2 км вокруг АС [15]. Многочасовое отсутствие реакции правительства заставило префекта принять решение, которое противоречило требованиям закона [20], однако соответствовало урокам, которые местные власти извлекли из противоаварийных учений. В период 2000 – 2008 гг. префектура Фукусима провела шесть учений совместно с АС Фукусима-Дайити и два учения с АС Фукусима-Дайити [23], поэтому для местных властей было очевидно, что оттягивание решений по защите населения в случае ядерной аварии на АС только увеличивает риск неблагоприятных последствий. Это решение, которое полностью соответствовало АП стратегии в части осуществления предупредительных защитных мер, инициируемых до выброса продуктов деления [9], стало триггером для действий правительства.

В 21:23 (+5:47), следуя действиям префектуры Фукусима, правительство издало приказ об эвакуации жителей из зоны радиусом 3 км и укрытии жителей в зоне радиусом 3–10 км [15] не имея прогноза развития ситуации, основанного на расчетах SPEEDI.

На следующий день, 12 марта, правительство продолжало принимать решения вопреки закону [20] и принятой стратегии. В 18:25 12 марта, спустя 27 часов после полной потери критических функций безопасности, правительство издало приказ об эвакуации жителей из зоны радиусом 20 км вокруг АС [21]. Зона планирования чрезвычайных защитных мер вокруг АС Фукусима-Дайити, определенная до аварии в аварийном плане местных властей, была равна 10 км, что соответствовало кратчайшему расстоянию от АС до г. Минамиисома с населением около 350 тыс. чел. [15]. Проведение незапланированных и неподготовленных защитных действий не могло не привести к тяжелым последствиям. Согласно официальным данным, при срочной незапланированной эвакуации больниц и домов престарелых из 20-километровой зоны погибло несколько десятков пациентов [15]. Согласно [25], общее число погибших достигает 60 человек.

Таким образом, стратегия защиты населения Японии в случае ядерной аварии на АС, создававшаяся в течение более 10-ти лет после принятия закона [20], не про-

шла «фукусимского» стресс-теста, выявившего уязвимости, которые не были обнаружены в более чем сотни тренировок в течение 10-ти лет. Все решения о проведении мер защиты населения, проживающего вокруг АС, правительство Японии было вынуждено принять до разрушения глубокоэшелонированной защиты АС и выброса продуктов деления, как и рекомендовано в [3, 9]. На основании этого опыта NRA орган ядерного регулирования Японии принял решение прекратить использование SPEEDI и других подобных кодов для принятия решений о защите населения во время аварии на АС [24]. В настоящее время в Японии идет интенсивная перестройка системы обеспечения аварийной готовности и реагирования с целью внедрения в практику АП-стратегии защиты населения при тяжелой аварии на АС. Для ускорения этого процесса был сделан перевод работы [9] на японский, что является довольно редким событием в истории МАГАТЭ.

Выводы

«Фукусимский» стресс-тест наглядно продемонстрировал, что применение стратегии защиты населения, принятой в Японии, не способно защитить население при аварии на АС. Очевидно, применение подобной стратегии, принятой в Российской Федерации, также не предотвратило бы существенного облучения населения за пределами площадки АС, и оно не было бы защищено в достаточной мере. В реальной ситуации аварии на АС Фукусима-Дайити 11 марта 2011 г. японскому правительству удалось предотвратить подобное развитие событий только потому, что вопреки требованиям национальных регулирующих документов оно было вынуждено следовать международным требованиям обеспечения безопасности относительно обеспечения аварийной готовности и реагирования в [3] и начало стихийно следовать стратегии, соответствующей рекомендациям МАГАТЭ в [9]. Применение «фукусимского» стресс-теста наглядно показало, где необходима ревизия основных требований регулирующих документов Японии в области обеспечения аварийной готовности и защиты населения в случае аварии на АС.

Принятая в Российской Федерации стратегия защиты населения при аварии на АС является результатом изучения уроков Чернобыльской аварии. Для скорейшего выявления ее уязвимостей необходимо применить «фукусимский» стресс-тест, и уроки, извлеченные из результатов тестирования, использовать для совершенствования этой стратегии.

Литература

1. Countermeasures for the Great East Japan Earthquake. WARP Web Archiving Project. NISA, Nuclear and Industrial Safety Agency of Ministry of Economy, Trade and Industry (METI). URL: <http://warp.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/3531775/www.nisa.meti.go.jp/english/> (27.12.2015).
2. The Fukushima Daiichi accident. Report by the Director General, Vienna: IAEA, 2015.
3. Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency. General Safety Requirements Part 7: Safety Standard Series No. GSR Part 7. – Vienna: IAEA, 2015.
4. Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards. General Safety Requirements Part 3, Safety Standard Series No. GSR Part 3. – Vienna: IAEA, 2014.
5. Положение о порядке объявления аварийной обстановки, оперативной передачи информации и организации экстренной помощи атомным станциям в случае радиационно опасных ситуаций. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии НП-005-16. – М.: Госатомнадзор России, 2016.
6. Острийковский В.А. Эксплуатация атомных станций. – М.: Энергоатомиздат, 1999.
7. Практические основы разработки и обоснования технических характеристик и безопасности эксплуатации реакторных установок типа ВВЭР. / Под ред. М.В. Ковальчука,

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

- В.А. Сидоренко, Ю.В. Маркова. – М.: НИЦ «Курчатовский институт», 2015.
8. Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSG-2, Vienna: IAEA, 2011.
9. Actions to Protect the Public in an Emergency due to Severe Conditions at a Light Water Reactor, Emergency Preparedness and Response Series EPR-NPP PUBLIC PROTECTIVE ACTIONS, Vienna: IAEA, 2013.
10. Кутьков В.А., Ткаченко В.В., Саакян С.П. Основы стратегии защиты населения в случае запроектной аварии на атомной станции. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – № 4. – С. 5-14.
11. McKenna T., Vilar-Welter P., Callen J., Martincic R., Dodd B. and Kutkov V. Tools for placing the radiological health hazard in perspective following a severe emergency at a light water reactor (LWR) or its spent fuel pool. // Health Physics, – 2015. –Vol. 108. – PP. 15-31.
12. Производные уровни вмешательства в случае аварии на атомной станции: Методические указания МУ 2.6.1. 047 -08. – М.: Роспотребнадзор, 2008.
13. Типовое содержание плана мероприятий по защите персонала в случае аварии на атомной станции. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии НП-015-12. – М.: Ростехнадзор, 2012.
14. План действий Свердловской области по защите населения в тридцатикилометровой зоне Белоярской атомной электростанции. Приложение к Постановлению от 01 ноября 1999 года №1263-ПП. Екатеринбург: Правительство Свердловской области. 1999. URL:
<http://docs.pravo.ru/document/view/4722315/28592015/> (20.04.2015).
15. Emergency Preparedness and Response. The Fukushima Daiichi accident. Technical volume 3/5. – Vienna: IAEA, 2015.
16. Infrastructure and methodologies for the justification of nuclear power programmes. Woodhead Publishing Series in Energy No. 28/ Edited by Agustin Alonso. –Oxford: Woodhead Publishing Limited, 2012.
17. The International Nuclear and Radiological Event Scale User's Manual. 2008 Edition. – Vienna: IAEA, 2009.
18. Convention on early notification of a nuclear accident and Convention on assistance in the case of a nuclear accident or radiological emergency. IAEA Legal Series No. 14. – Vienna: IAEA, 1987.
19. Radiological Consequences. The Fukushima Daiichi accident. Technical volume 4/5. – Vienna: IAEA, 2015. – 262 p.
20. Act on Special Measures Concerning Nuclear Emergency Preparedness, Act No. 156 of 1999, as last amended by Act No. 118 of 2006 (Japan). URL:
<http://www.cas.go.jp/jp/seisaku/hourei/data/ASMCNEP.pdf> (19.06.2016).
21. Description and Context of the Accident. The Fukushima Daiichi accident. Technical Volume 1/5. – Vienna: IAEA, 2015. – 238 p.
22. Nuclear Power Reactors in the World. IAEA Reference data series No. 2. 2011 Edition. – Vienna: IAEA, 2011.
23. National Report of Japan for the third Review Meeting of Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste. Government of Japan, 2008.
24. Hirano M. New Framework for Emergency Preparedness and Response in Japan: International Experts Meeting on Assessment and Prognosis in Response to a Nuclear or Radiological Emergency. 20–24 April 2015. – Vienna: IAEA, 2015. IAEA-CN-256. URL:
<http://www-pub.iaea.org/iaeameetings/IEM9p/Opening/Hirano.pdf> (29.04.2016).
25. Michio Ishikawa M. A Study of the Fukushima Daiichi Nuclear Accident Process. What caused the core melt and hydrogen explosion? – Tokyo: Springer, 2015.

Поступила в редакцию 08.07.2016 г.

Авторы

Кутьков Владимир Анатольевич, ведущий научный сотрудник, канд. физ-мат. наук,
E-mail: v.kutkov@yandex.ru

Ткаченко Валерий Васильевич, доцент, канд. техн. наук,
E-mail: tkachenko@iate.obninsk.ru

UDC 621.039.566

THE FUKUSHIMA-DAIICHI NPP ACCIDENT AS A STRESS-TEST FOR THE NATIONAL SYSTEM FOR PUBLIC PROTECTION IN THE EVENT OF A SEVERE NUCLEAR POWER PLANT ACCIDENT

Kutkov V.A.*,**, Tkachenko V.V.**

* National Research Centre «Kurchatov Institute»
1 Kurchatov sq., Moscow, 123182 Russia
Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering,
National Research Nuclear University «MEPhI»
1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249020 Russia

ABSTRACT

The circumstances of the accident at Fukushima-Daiichi NPP, which began on 11 March 2011 are suggested to be used as the basis for stress tests for the national strategy of public protection in the event of severe beyond design basis accident at the nuclear power plant. Stress testing the public protection strategies is able to show the degree of stability of the national system in case of the most unfavorable events at the NPP and provide an understanding of the possible vulnerabilities and the ways to overcome them. The article provides definition of the «Fukushima» stress-test model and discusses the actions of Japanese authorities undertaken as the reaction to this stress test. Application of the «Fukushima» stress test allowed identifying significant vulnerabilities of the public protection strategy in case of accident at the NPP. The public protection strategy using in Japan for decades passed prior to the Fukushima-Daiichi accident through multiple inspections in the course of more than one hundred field exercises conducted on different levels of response. The main vulnerability of the strategy was the special emphasis made in Japan on the use of computer-based systems for projecting the public emergency exposure in the decision-making during the initial phase of emergency. It is suggested to use the «Fukushima» stress test for identifying the vulnerabilities of the strategy of public protection in case of accident on NPP, which is established in the Russian Federation. The lessons learned from the testing should be used for further improvement of the national strategy.

Key words: radiation emergency; public protection strategy; nuclear power plant; Fukushima-Daiichi accident; stress test.

REFERENCES

1. Countermeasures for the Great East Japan Earthquake. WARP Web Archiving Project. NISA, Nuclear and Industrial Safety Agency of Ministry of Economy, Trade and Industry (METI). Available at: <http://warp.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/3531775/www.nisa.meti.go.jp/english/> (27.12.2015).
2. The Fukushima Daiichi accident. Report by the Director General, Vienna: IAEA, 2015.
3. Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency. General Safety Requirements Part 7: Safety Standard Series No. GSR Part 7. Vienna: IAEA, 2015. 146 p.
4. Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards. General Safety Requirements Part 3, Safety Standard Series No. GSR Part 3, Vienna: IAEA, 2014.
5. Regulations on the declaration of state of emergency, the fast transmission of information and the organization of prompt support to the nuclear power plants in the event of a radiation emergency. [Polozhenie o poryadke obyavleniya avariynoy obstanovki, operativnoy peredachi informatsii i organizatsii ekstrennoy pomoshchi atomnym stantsiyam v sluchae radiatsionno-opasnykh situatsiy] Federal rules and regulations in the field of atomic energy NP-005-16. Moscow. Gosatomnadzor of Russia Publ., 2016 (in Russian).
6. Ostrejkovsky V.A. Operation of nuclear power plants [Ekspluatatsiya atomnykh stantsiy] Moscow. Energoatomizdat Publ., 1999 (in Russian).
7. Practical basis for the development and validation of performance and safety of operation of the WWR reactor units [Prakticheskie osnovy razrabotki i obosnovaniya tekhnicheskikh kharakteristik i bezopasnosti ekspluatatsii reaktornyykh ustanovok tipa VVER]. Eds. M.V. Kovalchuk, V.A. Sidorenko, Yu.V. Markov. Moscow. NRC «Kurchatov institute» Publ., 2015 (in Russian).
8. Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSG-2, Vienna: IAEA, 2011.
9. Actions to Protect the Public in an Emergency due to Severe Conditions at a Light Water Reactor, Emergency Preparedness and Response Series EPR-NPP PUBLIC PROTECTIVE ACTIONS, Vienna: IAEA, 2013.
10. Kutkov V.A., Tkachenko V.V., Saakian S.P. Basic strategies of public protection in a nuclear power plant beyond-design basis accident. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2015, no. 4, pp. 5-14 (in Russian).
11. McKenna T., Vilar-Welter P., Callen J., Martincic R., Dodd B., and Kutkov V. Tools for placing the radiological health hazard in perspective following a severe emergency at a light water reactor (LWR) or its spent fuel pool. *Health Physics*. 2015, v. 108, pp. 15-31.
12. Derived Intervention Levels for use in NPP emergency [Proizvodnye urovni vmeshatel'stva v sluchae avarii na atomnoy stantsii] Guidance Document MU 2.6.1. 047 - 08. Moscow. Rospotrebnadzor Publ., 2008 (in Russian).
13. Model action plan for protection of the personnel in the event of a nuclear power plant accident [Tipovoe soderzhanie plana meropriyatiy po zashchite personala v sluchae avarii na atomnoy stantsii] Federal rules and regulations in the field of atomic energy NP-015-12. Moscow. Rostekhnadzor Publ., 2012 (in Russian).
14. Action Plan of Sverdlovsk Oblast for protection of the citizens in the event of emergency at Beloyarsk NPP. [Plan deystviy Sverdlovskoy oblasti po zashchite naseleniya v tridsatikilometrovoy zone Beloyarskoy atomnoy elektrostantsii] Ekaterinburg, Government of Sverdlovsk Oblast. Ref. No. 1263-PP, 1999 (in Russian). Available at: <http://docs.pravo.ru/document/view/4722315/28592015/> (20.04.2015).
15. Emergency Preparedness and Response. The Fukushima Daiichi accident. Technical volume 3/5. Vienna: IAEA, 2015.
16. Infrastructure and methodologies for the justification of nuclear power programmes. Woodhead Publishing Series in Energy No. 28/ Edited by Agustín Alonso. Oxford: Woodhead Publishing Limited, 2012.
17. The International Nuclear and Radiological Event Scale User's Manual. 2008 Edition,

Vienna: IAEA, 2009.

18. Convention on early notification of a nuclear accident and Convention on assistance in the case of a nuclear accident or radiological emergency. IAEA Legal Series No. 14. Vienna: IAEA, 1987.

19. Radiological Consequences. The Fukushima Daiichi accident. Technical volume 4/5. Vienna: IAEA, 2015.

20. Act on Special Measures Concerning Nuclear Emergency Preparedness, Act No. 156 of 1999, as last amended by Act No. 118 of 2006 (Japan). Available at:

<http://www.cas.go.jp/jp/seisaku/hourei/data/ASMCNEP.pdf> (19.06.2016).

21. Description and Context of the Accident. The Fukushima Daiichi accident. Technical Volume 1/5. - Vienna: IAEA, 2015.

22. Nuclear Power Reactors in the World. IAEA Reference data series No. 2. 2011 Edition. Vienna: IAEA, 2011.

23. National Report of Japan for the third Review Meeting of Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste, Government of Japan, 2008.

24. Hirano, M. New Framework for Emergency Preparedness and Response in Japan: International Experts Meeting on Assessment and Prognosis in Response to a Nuclear or Radiological Emergency. 20–24 April 2015. – Vienna: IAEA, 2015. IAEA-CN-256.

Available at:

<http://www-pub.iaea.org/iaeameetings/IEM9p/Opening/Hirano.pdf> (29.04.2016).

25. Michio Ishikawa M. A Study of the Fukushima Daiichi Nuclear Accident Process. What caused the core melt and hydrogen explosion? Tokyo: Springer, 2015.

Authors

Kutkov Vladimir Anatoliievich, Senior Scientific Officer, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: v.kutkov@yandex.ru

Tkachenko Valery Vasilievich, Head of Professional Retraining Faculty, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: tkachenko@iate.obninsk.ru

В.Я. ПУПКО И КОСМИЧЕСКАЯ ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

О.Ф. Кухарчук, В.А. Линник, А.П. Пышко, Ю.С. Юрьев

АО «ГНЦ-РФ ФЭИ им. А.И. Лейпунского»

249020, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1



Рассматриваются исторические предпосылки становления и развития отечественной космической ядерной энергетики. Описывается роль в создании данной отрасли науки и техники видного ученого, лауреата Государственной премии, доктора физико-математических наук, профессора Виктора Яковлевича Пупко. Анализируется сложный и противоречивый исторический путь, описываются опыт и итоги создания отечественных ядерных ракетных двигателей и космических ядерных установок с прямым преобразованием энергии. Приводится сравнительный анализ опыта разработки и использования ядерной энергии для освоения космического пространства на примере энергетических наземных испытаний термоэлектрических ЯЭУ, термоэмиссионных ЯЭУ и космической эксплуатации ЯЭУ SNAP-10A, БУК, ТОПАЗ. Отмечается, что в становлении космической ядерной энергетики участвовало большое число сотрудников подразделений ГНЦ РФ-ФЭИ и смежных предприятий.

В.Я. Пупко в течение всей своей творческой научной деятельности постоянно был ориентирован на космическую ядерную энергетику. За более чем тридцатилетний период руководства научным направлением по космическим ЯЭУ он создал уникальную научную школу по космической ядерной энергетике, которая занимает в настоящее время одну из ведущих позиций в мире.

Статья подготовлена к 90-летию со дня рождения В.Я. Пупко – основоположника и создателя космической ядерной энергетики в России.

Ключевые слова: космическая ядерная энергетика, ядерные ракетные двигатели, ядерные установки, прямое преобразование энергии, сравнительный анализ, отечественные и зарубежные установки.

Земля – колыбель человечества,
но нельзя же вечно жить в колыбели
К.Э. Циолковский

Спустя более полувека трудно определить, кто конкретно был первым, предложившим начать научно-инженерную разработку проблемы создания ядерных ракетных двигателей (ЯРД) и энергетических установок (ЯЭУ) для космических аппаратов. Несомненно, что в первых рядах данного направления стояли сотрудники Лаборатории «В» (ныне АО ГНЦ РФ-ФЭИ), Д.И. Блохинцев, А.И. Лейпунский, И.И. Бондаренко и В.Я. Пупко. В 1951 г. В.Я. Пупко совместно с И.И. Бондаренко провели по своей инициативе расчетную оценку гомогенного уран-графитового реактора для ракеты с использованием водорода в качестве рабочего тела. В 1953 г. при поддержке директора института Д.И. Блохинцева и начальника технологического отдела В.А. Малыха началось изучение вопросов использования ядерной энер-

© *О.Ф. Кухарчук, В.А. Линник, А.П. Пышко, Ю.С. Юрьев, 2016*

гии в ракетных двигателях. Более детальные и углубленные проработки закончились в 1954 г. выпуском отчета «Баллистическая атомная ракета (БАР)». По существу это был предэскизный проект водородной ракеты с ЯРД [1, 2]. В ходе выполнения этой работы в Лаборатории «В» сформировался коллектив талантливых молодых ученых, нацеленных на разработку научных основ и решение проблем использования ядерной энергии в космосе.

В этом же году В.Я. Пупко провел расчетные исследования по воздушно-реактивному двигателю с ядерным реактором в качестве источника энергии. Таким образом, впервые было предложено применение ядерных силовых установок для авиационных и летательных аппаратов. Позднее исследовалась возможность использования ядерного реактора в целях создания летательного аппарата на воздушной подушке, а также применения его на морских транспортных средствах (1970-е гг.).



Виктор Яковлевич ПУПКО (18.03.1927, Харьков – 09.11.1999, Обнинск)

В.Я. Пупко – один из основателей ядерной космической энергетики. Под его непосредственным руководством были доведены до энергетических испытаний наземные прототипы ЯРД, созданы и работали на околоземной орбите термоэлектрические ЯЭУ БУК в системе морской космической разведки и целеуказания и термоэмиссионные ЯЭУ ТОПАЗ в системе испытания плазменных движителей (рис. 1).

Научная деятельность В.Я. Пупко, в основном, была ориентирована на космическую ядерную энергетику. Все отечественные достижения в этой области связаны с именем В.Я. Пупко. Как ученый-теоретик он внес неоценимый вклад в развитие основ реакторной физики, что наиболее ярко проявилось в научных трудах о применении теории возмущений в математическом моделировании взаимосвязанных процессов в ядерных реакторах и оптимизации ядерных энергетических установок [3]. Свои труды по классической теории реакторов В.Я. Пупко впоследствии развил и распространил на решение инженерно-физических задач теплообмена, гидродинамики, прочности, электротехники и диагностики. Метод сопряженных функций В.Я. Пупко применил даже для исследования проблем экономики ядерной энергетики [4]. Он был не только физиком-теоретиком, но и инженером. В инженерных вопросах В.Я. Пупко мог дать фору любому из своих ближайших помощников.

А помощниками у него были корифеи.

Владимир Андреевич Коновалов развивал теоретические работы по обоснованию нейтронно-физических характеристик реактора ЯРД и принципов управления им, до этого – сотрудник Первой в мире АЭС, которому было доверено знакомить со станцией государственных деятелей, гостей и специалистов нашей страны и всего мира. Владимир Андреевич сочетал в себе глубокие знания научно-технических вопросов и культурно-исторических источников – читал наизусть Гомера.

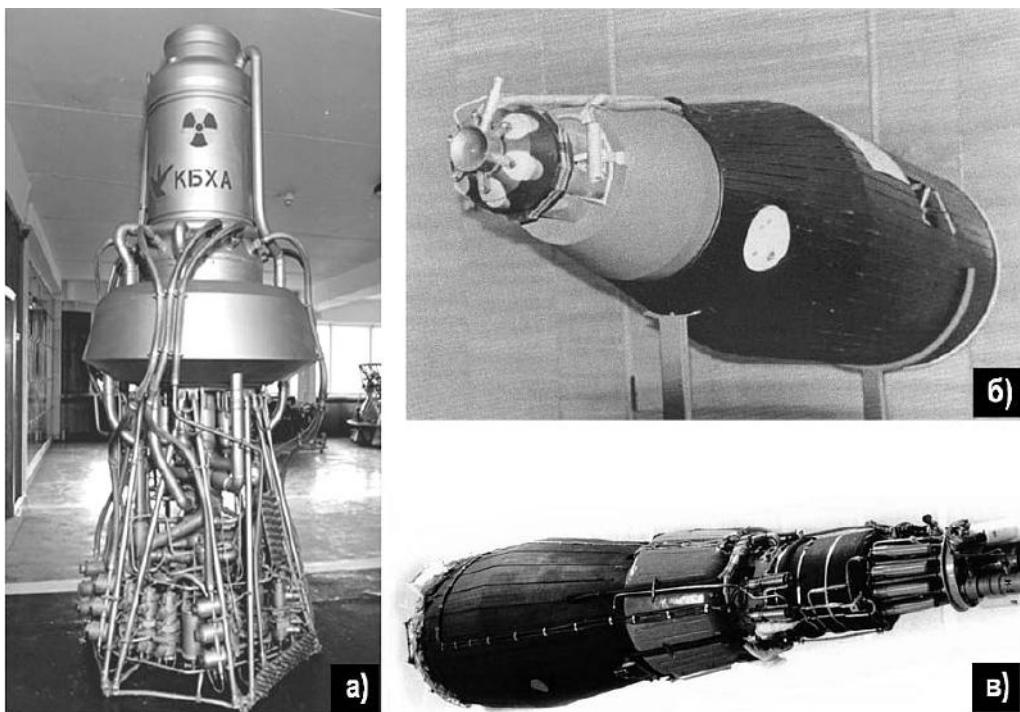


Рис. 1. Созданные в отрасли под научным руководством ФЭИ космические ЯЭУ: а) – наземный прототип ЯРД типа 11Б91; б) – ядерная термоэлектрическая энергетическая установка БУК; в) – ядерная термоэмиссионная энергетическая установка ТОПАЗ

Игорь Моисеевич Гусаков и Виктор Маркович Дмитриев отвечали за расчетно-теоретические и инженерные вопросы реактора и ЯЭУ БУК и ТОПАЗ. Однажды при ядерных наземных испытаниях установки БУК случилась чрезвычайная ситуация в режиме автоматического запуска от САУ. Первым из присутствующих на эту ситуацию среагировал лауреат Ленинской премии И.М. Гусаков, который скомандовал: «Сбрасывайте аварийную защиту!». В.М. Дмитриев взвалил на себя ношу по анализу вышедшего из строя одного из прототипов ЯЭУ ТОПАЗ, который проработал в наземных условиях всего три секунды, и выработке рекомендаций по его дальнейшему использованию, которые реализовал эксплуатационный персонал испытательного комплекса здания 224.

Армен Артаваздович Абагян руководил работами по авиационным ядерным силовым установкам (АЯСУ), возглавляя работы по радиационной защите ядерных установок, разрабатываемых в институте, в том числе реализованных в «железе» ИРГИТ, БУК, ТОПАЗ. Он был самым дипломатичным человеком в команде В.Я. Пупко, очень тонко понимавшим все научно-технические и человеческие проблемы. Впоследствии он стал генеральным директором ВНИИАЭС, членом-корреспондентом РАН, а затем и вице-президентом концерна «Росэнергоатом».

Юрий Иванович Лихачев руководил подразделением, отвечающим за инженерно-физические задачи по прочности элементов конструкции. В.Я. Пупко нашел Юрия Ивановича в другом институте и пригласил к себе на работу. Ю.И. Лихачев являлся высококвалифицированным специалистом по прочности в нашей стране.

Ведущими специалистами у В.М. Дмитриева были В.В. Астафьев, Ф.П. Раскач, С.С. Сатин, позднее В.И. Ионкин и М.К. Овчаренко.

В подразделении И.М. Гусакова мастером на все руки был Ю.С. Юрьев, который занимался инженерными вопросами по всем установкам. Петлевые реакторные испытания термоэмиссионных электрогенерирующих сборок возглавляли А.В. Визга-

лов и В.Г. Петровский, расчетно-проектными работами ядерных установок занимался В.А. Линник. За динамику установок отвечали В.И. Лукашов и А.В. Зродников.

Ведущими специалистами у А.А. Абагяна были Э.Е. Петров и А.А. Дубинин, позднее А.Н. Забудько, В.М. Левченко и А.П. Пышко; у Ю.И. Лихачева – В.И. Борисов, В.П. Звонарев, В.В. Попов и В.Б. Богуш.

Следует заметить, что по мере роста возлагаемых на коллектив задач подразделение П.Я. Пупко расширялось за счет лабораторий Б.И. Синицына, А.А. Кутузова, Е.С. Матусевича, П.П. Дьяченко, Ю.К. Гуськова (С.С. Сатина, В.И. Ярыгина), М.А. Лебедева и испытательного комплекса А.И. Ельцова.

Исследования в области прямого преобразования ядерной энергии в энергию лазерного излучения были начаты в ФЭИ в 1981 г. по инициативе В.Я. Пупко, который до этого провел аналитический обзор в этой области знаний [5]. В работах по физике ядерно-возбуждаемой плазмы и проблеме лазеров с ядерной накачкой активно участвовали П.П. Дьяченко, О.Ф. Кухарчук и ученики В.Я. Пупко – А.В. Зродников и А.В. Гулевич.

В 1990-х гг. В.Я. Пупко занялся проблемой создания фотонных ядерных двигателей для исследования отдаленных планет Солнечной системы и полетов к звезде Альфа-Центавра, а также проблемой создания аннигиляционного гамма-лазера. Работы в области ядерных фотонных ракет для исследования дальнего Космоса, позволяющих достичь уже околосветовых скоростей [6, 7], очень его интересовали в последние годы жизни. Идея фотонного двигателя основана на использовании преобразования тепловой энергии ядерного реактора в энергию направленного потока электромагнитного излучения, а именно, на использовании «тепловых» фотонов радиатора космической ЯЭУ.

За более чем тридцатилетний период руководства научным направлением по космическим ЯЭУ В.Я. Пупко создал уникальную научную школу по космической ядерной энергетике, которая занимает в настоящее время одну из ведущих позиций в мире. Когда В.Я. Пупко стал выезжать за границу, из-под его пера появились обширные обзорные материалы, посвященные отчету о посещениях научных центров США, Японии, Китая, об итогах конференций, публикации взглядов по программе «звездных войн» и др. [8].

Виктор Яковлевич возглавлял большой научно-технический коллектив, перед которым ему приходилось выступать о достижениях коллектива в целом, отдельных научных групп, ученых и инженерно-технических работников в производственной и общественной деятельности.

Он активно участвовал в пропаганде научно-технических достижений в институте и стране, возглавляя в течение продолжительного времени Обнинское городское отделение общества «Знание», интересовался литературой, писал стихи и пьесы, занимался спортом, участвовал во всех мероприятиях коллектива, был активным членом городского клуба «Дом ученых».

ЯДЕРНЫЕ РАКЕТНЫЕ ДВИГАТЕЛИ

Исторически первые применения ядерной энергии для космических приложений связаны с созданием в СССР и США ядерных ракетных двигателей [9]. Что касается первых расчетно-теоретических работ в СССР по ядерным двигателям для ракет, то они в 1951 г. были выполнены И.И. Бондаренко, В.Я. Пупко и другими сотрудниками Лаборатории «В» под руководством Д.И. Блохинцева. Уже в 1955 г. после ознакомления с материалами отчета БАР и проведения Д.И. Блохинцевым ряда обсуждений на эту тему с заинтересованными предприятиями страны к исследованиям подключаются НИИ-1 (М.В. Келдыш, В.М. Иевлев), ОКБ-1 (С.П. Королев), ОКБ-456 (В.П. Глушко), ОКБ-670 (М.М. Бондарюк) и др.

В ГНЦ РФ-ФЭИ развивались расчетно-теоретические (В.А. Коновалов, В.Е. Левин,

ИСТОРИЯ НАУКИ

Ф.П. Раскач, А.А. Дубинин и др.) и экспериментальные (В.А. Кузнецов, Ю.А. Прохоров, И.И. Захаркин, А.Г. Портяной и др.) работы по обоснованию нейтронно-физических характеристик реактора и принципов управления им, выбору и исследованию характеристик блока радиационной защиты и другие работы. Физические особенности реакторов ЯРД потребовали разработки высокоточных методов расчета и экспериментального обоснования основных физических характеристик реактора. В работах по ЯРД (руководитель темы В.А. Коновалов) большой вклад внесли Ю.С. Юрьев, С.А. Куликов, М.С. Юдкевич, В.И. Мазин, И.А. Могильный, В.П. Слизов, В.И. Ионкин, А.Г. Матков и др.

В СССР работы по ЯРД были доведены до стадии полномасштабных натурных испытаний (ИРГИТ № 1 – 3), в течение 1961 – 1984 гг. были спроектированы, изготовлены и испытаны 10 ядерных реакторов различных модификаций (ИГР, ИВГ, ИРГИТ и др.) по программе ЯРД. Их испытания проводились в 1978 – 1984 гг. [6, 11] и показали достаточную работоспособность.

Национальная программа США по ядерным ракетам ROVER/NERVA охватывала период с 1955 по 1973 гг. В США в этой области (реакторы Phoebus, Pewee, NF1) было испытано около 40 установок с реакторами ЯРД, более двадцати подверглись полномасштабным испытаниям, в том числе были отработаны двигатели в целом, включая подачу жидкого водорода.

Работа по программе ЯРД в США была признана одной из наиболее успешных технических разработок самых передовых технологий [12].

Таблица 1

Результаты, достигнутые в СССР и США по программе ЯРД

Параметр	СССР		США
	ИВГ1	ИРГИТ	
Тепловая мощность, МВт	230	42	4100 (Phoebus 2A)
Расход водорода, кг/с	16	2	120 (Phoebus 2A)
Эквивалентный удельный импульс, с	~950	~870	~ 848 (Pewee)
Средняя температура водорода на выходе из реактора, К	3100	2600	2550 (Pewee)
Средняя плотность энерговыделения в активной зоне, кВт/см ³	15	3	2,3 (Pewee)
Максимальная плотность энерговыделения в топливной композиции, кВт/см ³	25	5	5,2 (Pewee)
Наработанный ресурс на номинальной мощности, с	4000	90	6540 (NF1)

В таблице 1 приведены основные результаты выполненных в СССР и США исследований. Сопоставление показывает, что в СССР и США достигнуты близкие характеристики: температура водорода на выходе из реактора составляет приблизительно 2600 К, удельный импульс – 860 с [10]. Достигнутые в СССР характеристики топлива превышают характеристики, достигнутые в США, и подтверждают возможность создания компактных активных зон ЯРД различной мощности, обеспечивающих удельный импульс тяги более 900 с.

УСТАНОВКИ С ПРЯМЫМ ПРЕОБРАЗОВАНИЕМ ЭНЕРГИИ

Идея создания космических ЯЭУ установок возникла в ФЭИ в 1951 – 1954 гг. (А. И. Лейпунский, И.И. Бондаренко, В.Я. Пупко, В.А. Малых и др.). На основе все-

стороннего анализа различных схем преобразования энергии было предложено разработать термоэлектрическую (БУК) и термоэмиссионную (ТОПАЗ) установки. Затем к этим работам подключились и другие организации. ФЭИ в качестве идеолога и научного руководителя осуществлял исследовательскую работу и научно-техническую политику на всех этапах развития этих проектов и самих установок.

Разработка, создание и успешная работа в космосе ЯЭУ БУК и ТОПАЗ являются, в первую очередь, заслугой ученых и специалистов ведущих предприятий и институтов отрасли: ГНЦ РФ-ФЭИ, ОКБ-670, ММЗ «Союз», НПО «Красная Звезда» и др. Научное руководство работами по прямому преобразованию в ФЭИ на различных стадиях осуществляли А.И. Лейпунский, И.И. Бондаренко, О.Д. Казачковский, В.А. Кузнецов, В.Я. Пупко и другие талантливые ученые. Однако только В.Я. Пупко в течение всей своей творческой научной деятельности постоянно был ориентирован на космическую ядерную энергетику, несмотря на все реорганизации, которые проводились в этом направлении.

ЯЭУ с термоэлектрическим преобразованием энергии. Первой реакторной установкой с термоэлектрическим преобразованием тепла ядерного деления в электрическую энергию была советская установка РОМАШКА, реализованная в виде наземного образца в 1964 г. [13].

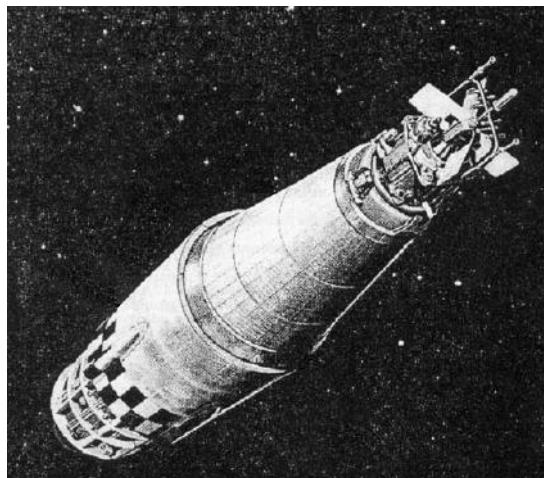


Рис. 2. Термоэлектрическая установка SNAP-10A: мощность – 500 Вт-эл; ресурс – 10000 ч (проработала 43 сут); теплоноситель – Na-K (588 – 818 K); преобразователь – Si-Ge (12 модулей); период разработки 1956 – 1965 гг.

SNAP-10A – первая бортовая электростанция США с атомным реактором, испытанная в космосе в 1965 г., электрической мощностью приблизительно 500 Вт, которая проработала 43 суток и была выключена преждевременно из-за дефекта в регуляторе напряжения (рис. 2) [14]. Аналогичная ЯЭУ на Земле проработала более 10000 часов.

Альтернативным решением установок РОМАШКА и SNAP-10A была установка БУК, предложенная ФЭИ (А.И. Лейпунским, И.И. Бондаренко, В.Я. Пупко и др.) и созданная под его научным руководством, а затем эксплуатировавшаяся в космосе в течение более двух десятков лет. Установка использовалась в системе морской космической разведки для питания электроэнергией космической радиолокационной станции. Успешное применение ЯЭУ БУК в космосе обеспечило приоритет СССР в области целеуказания во всех сферах земной деятельности (рис. 3, 4).

Тепловая мощность реактора ограничена величиной ~ 100 кВт. Ресурс ЯЭУ БУК в процессе ее эксплуатации был доведен до 4400 часов. Удельная масса ЯЭУ – 300 кг/кВт-эл.

На разработку и создание термоэлектрической ЯЭУ БУК потребовалось приблизительно 10 лет (1961 – 1970 гг.). К 1970 г. был закончен основной объем научных исследо-

ваний, изготовлены первые опытные образцы и проведены наземные сдаточные испытания ЯЭУ БУК. Натурные наземные и летно-конструкторские испытания ЯЭУ проводились с 1970 по 1975 гг. [6, 15]. Всего за период испытания и эксплуатации было осуществлено более 30-ти запусков искусственных спутников Земли серии «Космос» (1975 – 1988 гг.). Одновременно с 1971 г. велись научно-исследовательские работы по поиску путей увеличения мощности реактора и ресурса установки БУК.

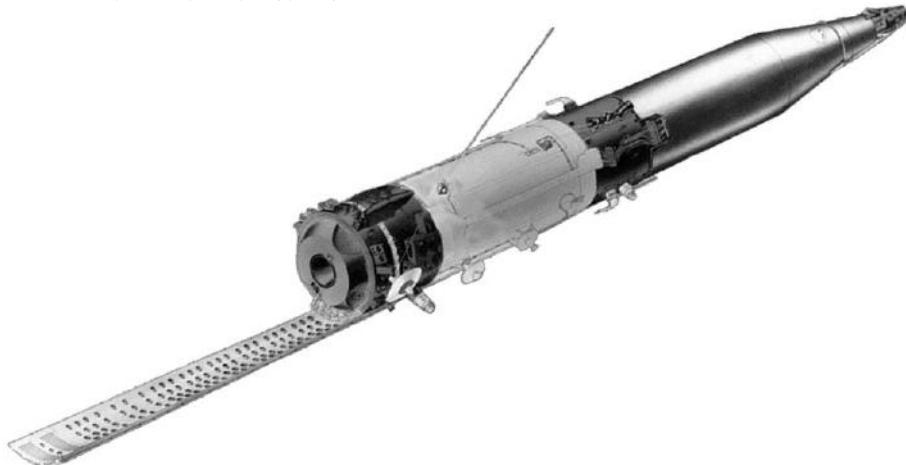


Рис. 3. ЯЭУ БУК совместно с КА одностороннего бокового радиолокационного обзора УС-А системы МКРЦ

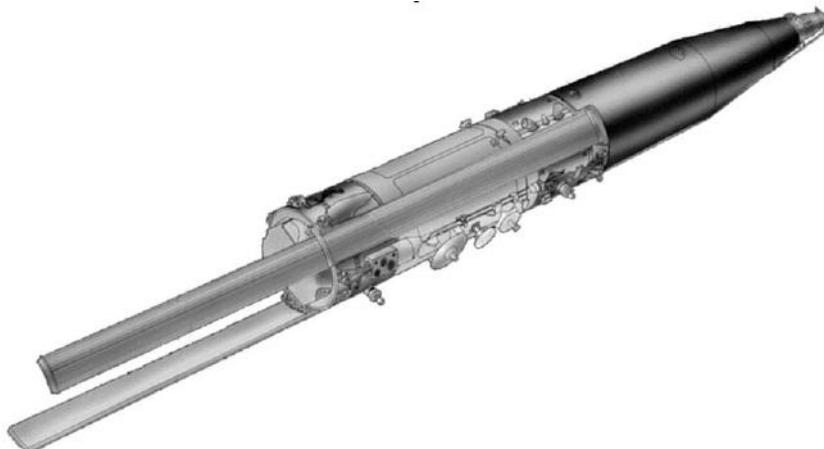


Рис. 4. ЯЭУ БУК совместно с КА двухстороннего радиолокационного обзора УС-АМ системы МКРЦ (после 1985 г.)

ЯЭУ с термоэмиссионным преобразованием энергии. У истоков развития проблемы термоэмиссионных ЯЭУ в СССР находились И.И. Бондаренко, В.А. Малых и В.Я. Пупко.

С начала 1960-х гг. интенсивно велись научно-исследовательские работы по созданию термоэмиссионных ЯЭУ с реакторами-преобразователями различной мощности и разного класса (В.Я. Пупко [16 – 21]). Физическая записка к эскизному проекту установки ТОПАЗ была выпущена в 1963 г., а в 1965 г. после проработки совместно с конструкторской организацией ММЗ «Союз» (Г.Л. Лившиц) различных вариантов термоэмиссионных реакторов-преобразователей с электрогенерирующим каналом в многоэлементном и одноэлементном исполнении был выбран основной вариант реактора-преобразователя ТОПАЗ с гидридциркониевым замедлителем и многоэлементными электрогенерирующими каналами (А.И. Лейпунский, В.Я. Пупко, Г.Л. Лившиц).

Прототипы ЯЭУ ТОПАЗ для космического аппарата успешно прошли полномасштабные энергетические испытания (первые наземные испытания в апреле 1970 г. [15]; В.А. Кузнецов, Г.М. Грязнов, В.Я. Пупко и другие), и после ряда усовершенствований установка была подготовлена к летно-конструкторским испытаниям. Наземные испытания проводились в ФЭИ на специально сооруженном уникальном испытательном комплексе (А.И. Ельцов, Е.П. Ларин и др.). Всего с 1970 по 1984 гг. были проведены наземные энергетические испытания семи прототипов термоэмиссионной ЯЭУ ТОПАЗ. Все это позволило приступить к разработке ЯЭУ для проведения летно-конструкторских испытаний на сооруженной специальной технической позиции полигона. Два образца ЯЭУ успешно прошли летные испытания в 1987 – 1988 гг. (рис. 5). Большой творческий вклад в разработку ЯЭУ внес В.Я. Пупко. Эти летные испытания были первыми в мире испытаниями ЯЭУ термоэмиссионного типа в космосе, высоко оцененными мировой общественностью.

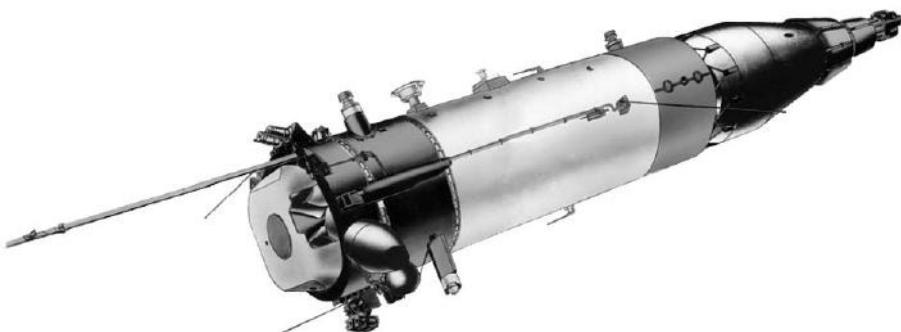


Рис. 5. Космическая ядерная энергетическая установка ТОПАЗ в составе космического аппарата «Плазма-А»

Результаты летных испытаний подтвердили надежную работу ЯЭУ в условиях космического пространства и возможность использования подобных типов установок в качестве бортовых источников питания (табл. 2).

Таблица 2

Полеты космических аппаратов с ЯЭУ БУК и ТОПАЗ

	Годы запуска														
	1970	1971	1972	1973	1974	1975	1976	1977	1980	1981	1982	1985	1986	1987	1988
БУК	1	2	1	1	2	3	2	2	1	3	4	2	2	2	2
ТОПАЗ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2	-	

Опыт использования технологий БУК и ТОПАЗ дает основание рассматривать дальнейшие перспективы развития подобных ЯЭУ [6]. Сопоставим результаты работ, выполненных в мире по ядерным установкам с прямым преобразованием энергии.

Следует сравнивать установки РОМАШКА (СССР, ИАЭ), SNAP-10A (США, фирма «Атомикс интернейшнл», БУК (СССР, ФЭИ) с термоэлектрическим преобразованием энергии, ТОПАЗ (СССР, ФЭИ) и ЕНИСЕЙ (СССР, ИАЭ) с термоэмиссионным преобразованием энергии. В таблице 3 приведены результаты выполненных в СССР и США работ на наземных натурных сборках, а в табл. 4 – результаты работ СССР и США по установкам, реализованным в космосе.

Работы по прямому преобразованию осуществлялись в 1960-х гг. во многих странах мира. Разработкой ядерных установок с прямым преобразованием энергии занимались СССР, США, ФРГ и Франция. Техническая реализация проектов достигнута только в США

ИСТОРИЯ НАУКИ

(SNAP-10A) и в СССР (БУК, ТОПАЗ и ЕНИСЕЙ). БУК – единственная в мире космическая реакторная энергоустановка, работавшая на экономику страны. Термоэмиссионная ЯЭУ ТОПАЗ, два образца которой прошли летно-конструкторские испытания в 1987 – 1988 гг., остается уникальной в мировой практике установкой, которую трудно будет превзойти в течение еще длительного времени.

Таблица 3

Основные результаты проведенных в СССР и США работ на Земле

Программа	SNAP-10A	РОМАШКА	БУК	ТОПАЗ	ЕНИСЕЙ
Тепловая мощность, кВт	34-40	28,2	100	150	≤ 135
Электрическая мощность, кВт	0,43-0,55	0,45	2,5	5	5
Ресурс, мес.	6	24	3 – 6	6 – 12	18
Количество пусков	5	1	4	7	6
Годы пусков	1961 – 1965	1964	1970 – 1975	1970 – 1984	1975 – 1988

Таблица 4

Основные результаты проведенных в СССР и США работ в космосе

Программа	SNAP-10A	БУК	ТОПАЗ
Тепловая мощность, кВт	34	100	150
Электрическая мощность, кВт	0,54	2,5	7
Ресурс, мес.	1,5	6	12
Масса, т	0,45	0,9	1,2
Количество запусков	1	32	2
Годы запусков	1965	1970 – 1988	1987

При В.Я. Пупко направление космической ядерной энергетики превратилось в одно из главных направлений деятельности института, а его отделение – в сильный научный коллектив, способный решать важнейшие научно-технические задачи. Виктор Яковлевич Пупко стал одним из ярких представителей отечественной научной школы в области реакторной физики и техники.

За заслуги перед отечеством доктор физико-математических наук, профессор, лауреат Государственной премии, «Заслуженный деятель науки и техники» В.Я. Пупко был награжден орденами Октябрьской революции и Трудового Красного Знамени (дважды). Его мировой авторитет был отмечен международной премией Шрайбера-Спенса (США) за «феноменальные достижения в области космической ядерной энергетики».

Литература

1. Пупко В.Я. История работ в ФЭИ по разработке и созданию ЯРД и космических ЯЭУ.// В сб. «50 лет ФЭИ». – Обнинск: ФЭИ, 1996. – С. 201-211.
2. Пупко В.Я История работ по летательным аппаратам на ядерной энергии для космических и авиационных установок в ГНЦ РФ ФЭИ. / Личные воспоминания. – Обнинск: ФЭИ, 2000. – 56 с.
3. Пупко В.Я. Использование сопряженных уравнений и функций ценности тепловых источников при исследованиях процессов теплопроводности и теплоотдачи. Препринт ФЭИ-176, Обнинск, 1969.
4. Гулевич А.В., Зродников А.В., Пупко В.Я., Шиманский А.А. Применение теории возмущений в инженерных задачах ядерной энергетики. – М.: Энергоатомиздат, 1993. – 208 с.
5. Пупко В.Я. Обзор свойств газовых лазеров с традиционными способами накачки. Ч. I (препринт ФЭИ-1244). Обзор экспериментальных работ по непосредственной ядерной

- накачке газовых лазерно-активных сред. Ч. II (препринт ФЭИ-1245). Энерговклад заряженных частиц в газовых лазерах с непосредственной ядерной накачкой. Ч. III (препринт ФЭИ-1246). Методы оценки характеристик газовых лазеров с непосредственной ядерной накачкой. Ч. IV (препринт ФЭИ-1247), Обнинск, 1981.
6. Зродников А.В., Забудько А.Н., Линник В.А., Дубинин А.А. Взгляд на космическую ядерную энергетику: 50 лет назад, 50 лет вперед. / Доклад на Международной конференции «50 лет атомной энергетике». Москва-Обнинск, 2004. – IAEA-CN-114. – 40 с.
7. Физико-энергетический институт: летопись в судьбах. / Под ред. А. В. Зродникова / ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2006. – С. 215-220.
8. Космический мудрец. Избранные труды В.Я. Пупко. Воспоминания. – К 80-летию со дня рождения В.Я. Пупко (1927 – 1999) / Редактор А.Н. Забудько. Обнинск, 2007.
9. Демянко Ю.Г., Конюхов Г.В., Коротеев А. С. Ядерные ракетные двигатели. – М.: ООО «Норма-Информ». 2001. – 414 с.
10. Ионкин В.И., Линник В.А., Мальцев В.Г., Портяной А.Г., Сердунь Е.Н., Сорокин А.П. Вклад Калужского региона – города Обнинска в космическую ядерную энергетику: история, опыт, итоги деятельности, 2006. / Труды регионального конкурса научных проектов в области гуманитарных наук. Вып. 8. – Калуга, 2007. – С. 326-344.
11. Сметаников В.П., Уласевич В.К., Черепнин Ю.С. (НИКИЭТ), Павшук В.А., Понаморев-Степной Н.Н. (РНЦ «Курчатовский институт»), Денискин В.П., Дьяков Е.К., Федик И.И. (НПО «Луч»), Васильев Ю.С., Колбаенков А.Н., Колодешников А.А., Пивоваров О.С., Тихомиров Л.Н., Тухватулин Ш.Т. (НЯЦ, Казахстан). Реактор ИВГ.1. Опыт и итоги 30-летней эксплуатации / Материалы научной конференции «Ядерная энергетика в космосе-2005». – Т. 1. – Москва-Подольск, 2005. – С. 7-13.
12. Блэк Д. Л., Фарбах Д. Х., Вэтт Д.Ф. Программа NERVA: история и технический обзор. / Международная конференция «Ядерная энергетика в космосе». – Обнинск, СССР, 1990. – С. 283-306.
13. Миллионщиков М.Д., Гвердцители И.Г., Меркин В.Н., Пономарев-Степной Н.Н. Высокотемпературный реактор прямого преобразования РОМАШКА / Доклад № 873 на III Международной конференции по мирному использованию атомной энергии, Женева, 1964.
14. Разработка и испытание установки SNAP-10A (реферат) // Атомная техника за рубежом. –1966. – №6.
15. Дубинин А. А., Забудько А. Н., Ионкин В. И., Линник В. А. Обзор научно-технической и проектной деятельности в ФЭИ в 1953 – 1999 гг. по аппаратам на ядерной энергии для космических и авиационных установок. / Препринт ФЭИ-0301, 2004. – 20 с.
16. Забудько А. Н., Линник В. А., Раскач Ф. П. Сравнение и анализ характеристик термоэмиссионных реакторов-преобразователей различного типа для космических ЯЭУ. / Препринт ФЭИ-3025, Обнинск, 2004.
17. Бондаренко И.И., Горелов И.Н., Гуськов Ю.К., Дмитриев В.М., Касиков И.И., Кармазин В.П., Лебедев С.Я., Лебедев М.А., Малых В.А., Маев С.А., Пупко В.Я., Петровский В.Г., Пашенко В.П., Сибир Е.Е., Стависский Ю.Я., Стаканов И.П., Степанов А.С., Юрьев Ю.С. Теоретические и экспериментальные исследования, связанные с разработкой термоэлектронных реакторов-преобразователей. / Доклад № 317 на III Международной конференции ООН по использованию атомной энергии в мирных целях. Женева, 1964.
18. Пупко В.Я., Малых В.А., Юрьев Ю.С. Некоторые проблемы разработки термоэмиссионного реактора-преобразователя. / Международная конференция по термоэмиссионной генерации электроэнергии. Лондон, 1965 (препринт ФЭИ-27, Обнинск, 1965).
19. Пупко В.Я., Болотов П.М., Визгалов А.В., Купцов Г.А., Линник В.А., Петровский В.Г., Ружников В.А. Петлевые испытания и отработка электрогенерирующих каналов установки ТОПАЗ в реакторе Первой АЭС. / Отраслевая юбилейная конференция. – Обнинск, 1990.
20. Грязнов Г.М., Пупко В.Я. ТОПАЗ-1 – советская космическая ЯЭУ. // Природа. – 1991. – № 10.
21. Акимов В.Н., Гафаров А.А., Коротеев А.С., Пришлецов А.Б. Ядерная энергетика в космонавтике XXI века. // Общероссийский научно-технический журнал «Полет». – 2000. – № 10.

Поступила в редакцию 28.07.2016 г.

Авторы

Кухарчук Олег Филаретович, зам. генерального директора, директор ОКЭС д.ф.-м.н.
E-mail: kuh@ippe.ru

Линник Владимир Алексеевич, ведущий научный сотрудник, к.т.н.
E-mail: valin@ippe.ru

Пышко Александр Павлович, начальник отдела, к.ф.-м.н.
E-mail: pyshko@ippe.ru

Юрев Юрий Сергеевич, главный научный сотрудник, д.ф.-м.н.
E-mail: yurev@ippe.ru

UDC 621.039.577:362

V.Ya. PUPKO AND SPACE NUCLEAR POWER

Kukharchuk O.F., Linnik V.A., Pyshko A.P., Yuriev Yu.S.

Joint-Stock Company State Scientific Center of Russian Federation –
Institute for Physics and Power Engineering n.a. A. I. Leipunsky
1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

The Article is prepared and devoted to the 90-th anniversary of Victor Yakovlevich Pupko who initiated development of space nuclear power in Russia.

In the presented Article the certain historic backgrounds for formation and development of Russian space nuclear power are considered, namely: nuclear propulsions (NP), space nuclear power installations (NPI), direct conversion of nuclear energy to the energy of laser emission, photon nuclear propulsion for investigation of distant planets of Solar System and rendezvous missions to the Alpha Centauri star system, annihilation gamma-ray laser. All mentioned subjects were in the sphere of activities of Victor Pupko in the last years of his life.

The role played by Victor Pupko in development of highlighted area of research and science is described. Victor Ya. Pupko was an outstanding scientist, Professor, Doctor of Science in physics and mathematics, State Prize Winner of the USSR, Honored Worker of Science and Engineering. He was awarded the Order of October Revolution, two Orders of the Red Banner of Labor. In 1995 Victor Pupko and Georgy Gryaznov (NPO «Krashaya Zvezda») were recipients of the Schreiber-Spence Achievement Award «For Outstanding Contributions to Space Nuclear Power and Propulsion» (the USA, Los Alamos National Laboratory).

The complicated historical way with peculiar conflicts is studied, experience and results of construction of ten domestic nuclear propulsions and space nuclear power installations with direct conversion of thermal energy to electricity, namely installations BUK and TOPAZ are described. Installations BUK operated in space over twenty years. Two prototypes of installation TOPAZ have passed successful flight tests in space.

The comparative analysis of history of Russian and world experience of development and application of nuclear power for conquest of outer space is presented by examples of power ground-based tests of thermoelectric nuclear power installations (NPI) such as ROMASHKA, SNAP-10A, BUK, thermionic NPIs such as TOPAZ, YENISEI and operating in space NPIs, namely: SNAP-10A, BUK, TOPAZ.

It is highlighted that many experts from different departments of JSC «SSC RF-IPPE» and associate companies took part in development of space nuclear power.

Successful space operation of NPIs BUK and TOPAZ was realized first of all due to efforts of scientists and specialists of leading nuclear power enterprises and institutes. Over a long period the creative scientific activities of Victor Pupko were targeted to the space nuclear power.

Being the Leader of scientific direction on space NPIs over thirty years, Victor Pupko has organized a unique science school on space nuclear power that now is among the leading ones in the world.

As a member of State Commission, Victor Pupko participated in all launchings of space nuclear power installations.

Key words: space nuclear power, nuclear propulsions, nuclear installations, direct conversion of energy, comparative analysis, domestic and foreign installations

REFERENCES

1. Pupko V.Ya. History of IPPE Works on Development and Construction of NPs and Space NPIs. Dijest: 50 Years of IPPE. Obninsk, FEI Publ., 1996, pp. 201-211 (in Russian).
2. Pupko V.Ya. History of Works on Nuclear Power Aircrafts for Space and Air Installations in SSC RF-IPPE. Personal memoirs. Obninsk, FEI Publ., 2000, 56 p. (in Russian).
3. Pupko V.Ya. Use of Adjoint Equations and Heat Sources Value Functions upon Performance of Researches in Processes of Heat Conduction and Heat Transfer: IPPE Preprint-176. Obninsk, FEI Publ., 1969 (in Russian).
4. Gulevich A.V., Zrodnikov A.V., Pupko V.Ya., Shimanski A.A. Use of Perturbation Theory in Engineering Problems of Nuclear Power. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1993, 208 p. (in Russian).
5. Pupko V.Ya. Review of the Properties of Gas Lasers with Conventional Methods of Pumping – part I: IPPE Preprint-1244. Review of Experimental Works on Direct Nuclear Pumping of Gas Laser-Active Media – part II: IPPE Preprint-1245. Energy Deposition of Charged Particles in Gas Lasers with Direct Nuclear Pumping – part III: IPPE Preprint-1246. Methods of Estimation of Characteristics of Gas Lasers with Direct Nuclear Pumping – part IV: IPPE Preprint-1247. Obninsk, FEI Publ., 1981 (in Russian).
6. Zrodnikov A.V., Zabudko A.N., Linnik V.A., Dubinin A.A., Ionkin V.I., Yarygin V.I. Space Nuclear Power in Views: 50 Years Ago and Revision for 50 Years. Report at International Conference «Fifty Years of Nuclear Power». Moscow-Obninsk, 2004, IAEA-CN-114, 40 p. (in Russian).
7. Institute for Physics and Power Engineering: Chronicles of Lives. Edited by A.V. Zrodnikov, Obninsk, FEI Publ., 2006, pp. 215-220 (in Russian).
8. Cosmic Thinker. Selected Works of V.Ya. Pupko. Memoirs. To the 80th Anniversary of V.Ya. Pupko (1927 – 1999). Edited by A.N. Zabudko. Obninsk. FEI Publ., 2007 (in Russian).
9. Demyanko Yu.G., Konyukhov G.V., Koroteev A.S. Nuclear Propulsions. Moscow. JSC «Norma-Inform» Publ., 2001. 414 p. (in Russian).
10. Ionkin V.I., Linnik V.A., Maltsev V.G., Portyanoy A.G., Serdun E.N., Sorokin A.P. Contribution of City Obninsk in Kaluga Region to Space Nuclear Power: History, Experience, Results of Activities. 2006. Proc. of Region Competition of Scientific Projects in the Human Sciences. Kaluga, 2007, iss. 8, pp. 326-344 (in Russian).
11. Smetannikov V.P., Ulasevich V.K., Cherepnin Yu.S. (NIKET), Pavshuk V.A., Ponomarev-Stepnoi N.N. (RRC «Kurchatov Institute»), Deniskin V.P., Dyakov E.K., Fedik I.I. (NPO «Luch»), Vasilyev Yu.S., Kolbaenkov A.N., Kolodeshnikov A.A., Pivovarov O.S., Tikhomirov L.N., Tukhvatulin Sh.T. (NNC, Kazakhstan). Reactor IVG.1. Experience and Results of 30-Year Operation. Proc. of Scientific Conf. «Nuclear Power in Space – 2005». Moscow-Podolsk. 2005, v. 1, pp. 7-13 (in Russian).
12. Black D.L., Fahrbach D.H., Watt D.F. Program NERVA: History and Technical Review. Proc. of Int. Conf. «Nuclear Power in Space». Obninsk USSR. 1990, pp. 283-306 (in Russian).
13. Millionschikov M.D., Gverdtsiteli I.G., Merkin V.N., Ponomarev-Stepnoj N.N. High-Temperature Reactor for Direct Conversion – ROMASHKA. Report No. 873 at Third International Conference on Peaceful Use of Nuclear Power. Geneva, 1964.
14. Development and Testing of Installation SNAP-10A (Abstract). *Atomnaya tekhnika za*

rubezhom, 1966, no. 6 (in Russian).

15. Dubinin A.A., Zabudko A.N., Ionkin V.I., Linnik V.A. Review of Scientific-Technical and Project Activities in IPPE Perfomed in 1953 – 1999 for Nuclear Power Installations for Space and Air Systems: IPPE Preprint-0301. Obninsk. FEI Publ., 2004. 20 p. (in Russian).
16. Zabudko A.N., Linnik, V.A., Raskach F.P. Comparison and Analysis of Characteristics of Various Type Thermionic Reactors-Converters for Space NPI: IPPE Preprint-3025. Obninsk. FEI Publ., 2004 (in Russian).
17. Bondarenko I.I., Gorelov I.N., Guskov Yu.K., Dmitriev V.M., Kasikov I.I., Karmazin V.P., Lebedev S.Ya., Lebedev M.A., Malyh V.A., Maiev S.A., Pupko V.I., Petrovskiy V.G., Paschenko V.P., Sibir E.E., Stavissky Yu.Ya., Stakhanov I.P., Stepanov A.S., Yuriev Yu.S. Theoretical and Experimental Studies Related to Development of Thermionic Reactors-Converters. Report No. 317 at Third International Conference on Peaceful Use of Nuclear Power. Geneva, 1964.
18. Pupko V.Ya., Malyh V.A., Yuriev Yu.S. The Certain Problems in Development of Thermionic Reactor-Converter. International Conference on Thermionic Electric Power Generation, London, 1965. IPPE Preprint-27. Obninsk. FEI Publ., 1965 (in Russian).
19. Pupko V.Ya., Bologov P.M., Vizgalov A.V., Kuptsov G.A., Linnik V.A., Petrovsky V.G., Ruzhnikov V.A. Loop Tests and Testing of Power Generating Channels of Installation TOPAZ in the First NPP Reactor. Branch Jubilee Conference. Obninsk. FEI Publ., 1990 (in Russian).
20. Gryaznov G.M., Pupko V.Ya. Soviet Space NPITOPAZ-1. *Priroda*., 1991, no. 10 (in Russian).
21. Akimov V.N., Gafarov A.A., Koroteev A.S., Prishletsov A.B. Nuclear Power in Space Exploration of the XXI Century. *Obscherossijskij nauchno-tehnicheskij zhurnal «Polyot»*. 2000, no. 10 (in Russian).

Authors

Kukharchuk Oleg Filaretovich, Deputy General Director, Director of CECO, Dr. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: kuh@ippe.ru

Linnik Vladimir Alekseevich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: valin@ippe.ru

Pyshko Aleksandr Pavlovich, Head of Department, Cand. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: pyshko@ippe.ru;

Yuriev Yuri Sergeevich, chief researcher, Dr. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: yurev@ippe.ru;

ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКАЯ ТЕХНОЛОГИЯ СИНТЕЗА АНИЗОТРОПНОГО НАНОСТРУКТУРНОГО АЭРОГЕЛЯ AlOOH

Р.Ш. Асхадуллин*, А.А. Осипов*, Д.А. Скобеев**

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

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

**** Обнинский Центр Науки и Технологий**

249033 Россия, Калужская обл., г. Обнинск, ул. Горького, 4



Рассматривается новый способ получения аэрогельных наноструктур (на примере аэрогеля AlOOH) с участием жидких металлов. В отличие от традиционного золь-гель-метода получения аэрогелей в новом методе роль спиртового (водного) раствора играет жидкий металл, в котором основа будущей аэрогельной структуры диссоциирует, а сборка наноструктуры происходит в газовой фазе над жидким металлом. Последнее обстоятельство принципиально отличает жидкотемпературный метод от традиционной технологии синтеза аэрогелей. В золь-гель-методе сборка аэрогельной структуры происходит в результате удаления жидкой фазы при сверхкритических параметрах, что в конечном итоге определяет стоимость продуктов. В жидкотемпературном методе нет необходимости удалять жидкую фазу, так как сборка фрактальной наноструктуры происходит в газовой фазе. Жидкотемпературный метод получения аэрогеля реализуется при невысоком (как правило, атмосферном) давлении. При этом не используются вредные и агрессивные реагенты, а теплоты реакции достаточно для поддержания необходимой температуры синтеза. Представлены результаты исследований синтеза и свойств наноструктурного метагидроксида алюминия $\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot n(\text{H}_2\text{O})$ (аэрогеля AlOOH) методом селективного окисления бинарных жидкотемпературных расплавов Ga-Al и Bi-Al водяным паром. Исследования свойств аэрогеля проведены методами электронной микроскопии (SEM), рентгеноструктурного анализа (XRD), синхронной дифференциальной сканирующей калориметрии и термогравиметрии (DSC/TG), энергодисперсионной рентгеновской спектроскопии (EDX). На основании микроструктурных исследований установлено, что аэрогель обладает волокнистой ориентированной в пространстве наноструктурой с анизотропией типа «растяжение», диаметр волокон от 5 до 15 нм. Из рентгеноструктурных исследований следует, что аэрогель AlOOH остается аморфным, вплоть до температур 1000°C. Представлены результаты исследования теплофизических свойств аэрогеля и его элементного состава. Установлено, что аэрогель обладает низкой теплопроводностью ~ 0,01 – 0,03 Вт/(м·К) в достаточно широком диапазоне температур от 130 до 1300 К.

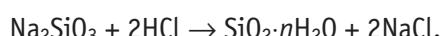
Ключевые слова: нанотехнология, аэрогель, жидкокометаллический расплав, галлий, висмут, анизотропныеnanoструктуры, теплопроводность, оксид алюминия.

ВВЕДЕНИЕ

Важным фактором для развития современной науки и техники являются исследования и синтез материалов с принципиально новыми свойствами. Без новых материалов невозможно развитие ни в электронике, ни в энергетике, ни в медицине, ни в любой другой области науки и техники. Поэтому сегодня большое внимание во всем мире уделяется этому направлению. Значительные усилия прилагаются и авторами этой работы в области получения наноматериалов с большим спектром применений, реализуемых практически во всех современных научно-технических разработках.

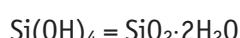
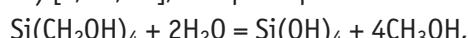
Необычные свойства аэрогелей привлекают внимание многих исследователей из различных областей научного знания. Например, за счет легкости и низкой теплопроводности аэрогели находят применение в проектах НАСА [1, 2]. Высокая пористость и большая внутренняя поверхность аэрогелей позволяют использовать их в качестве катализаторов в химическом синтезе [3, 4]. Кроме того большая емкость аэрогелей может быть использована для хранения различных жидкостей и газов, в частности, ракетного топлива или водорода [5, 6]. Эффект поглощения света аэрогелем на основе SiO_2 в четвертьволновом диапазоне длин волн позволил обосновать возможность его применения в черенковских детекторах [7]. Аэрогели характеризуются низким модулем Юнга и малой скоростью распространения звука в них, что представляет интерес для акустических применений. Особенности структуры и фазового состава аэрогеля AlOOH позволяют использовать его для получения устройств и изделий с повышенными технико-экономическими характеристиками (сенсорная, конструкционная и топливная керамика; резинотехнические, композитные, полимерные материалы; сорбенты для финишной очистки жидких радиоактивных сред и другие функциональные материалы) [8 – 10]. Аэрогели играют важную роль в исследованиях влияния примесей на критические явления в квантовых жидкостях ^4He [11, 12] и ^3He [13 – 15].

Традиционно аэрогели оксидов различных металлов получают по золь-гель-технологии [16], основы которой были заложены Стивеном Кистлером, впервые получившим аэрогели в 1931 г. [17]. В способе Кистлера в качестве исходного вещества использовалась соль Na_2SiO_3 , которая помещалась в водный раствор соляной кислоты, что приводило к реакции



Избыток соли удаляли из раствора. Полученный раствор промывали, фильтровали и заменяли воду на этиловый или метиловый спирты, обладающие более низкими значениями критического давления и температуры, чем вода. Затем в автоклаве при сверхкритических условиях производилась сушка аэрогеля.

С тех пор предложенный Кистлером способ был значительно усовершенствован и доработан, что позволило получать аэрогели на основе Li_2O , B_2O_3 , MgO , Al_2O_3 , SiO_2 , TiO_2 , Fe_3O_4 , CuO_2 , ZrO_2 , MoO_2 [5, 18 – 22]. Наибольшее распространение получил аэрогель SiO_2 . Один из современных способов получения аэрогеля SiO_2 основан на гидролизе тетраметилортосиликата (ТМОС) [7, 18, 21], который протекает по схеме



в присутствии кислого или основного катализатора.

Принципиально другой способ получения аэрогелей реализован в данной работе. Способ основан на селективном окислении бинарных металлических расплавов Bi-Al и Ga-Al водяным паром.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ. ПОЛУЧЕНИЕ ОПЫТНЫХ ОБРАЗЦОВ АЭРОГЕЛЯ

Синтезированные образцы аэрогеля AlOOH представляли собой пластины толщиной от 2 – 3 мм до ~ 10 см. Размеры этих пластин, как правило, были унаследованы у «зеркала» расплава (ширина и длина до 15 см), на поверхности которого они были получены. Все синтезированные образцы были «полупрозрачны». Специальных исследований светопропускания через образцы не проводилось, но стоит отметить, что черный текст, напечатанный на линейке, при нормальном освещении можно без особых затруднений прочитать сквозь образец аэрогеля AlOOH толщиной около 2 см, лежащий на фрагменте текста (рис. 1).

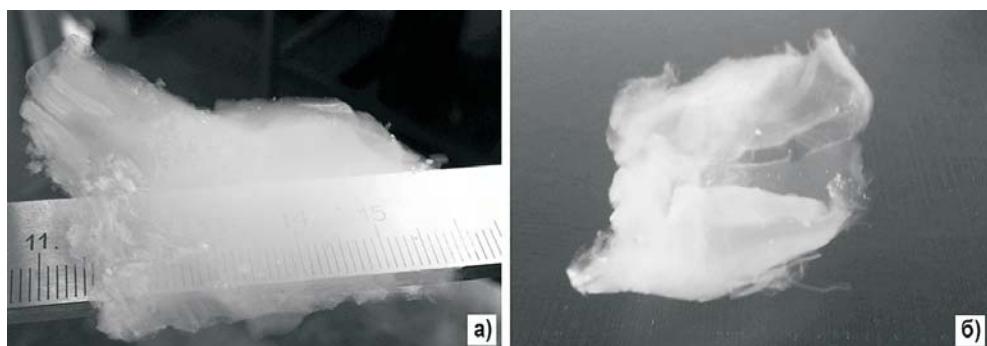
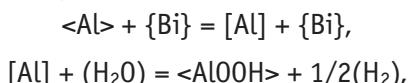


Рис. 1. Аэрогель AlOOH: а) – полученный из расплава Ga-Al; б) – полученный из расплава Bi-Al

На всех синтезированных образцах наблюдался эффект рэлеевского рассеяния света. Изучаемые образцы имели голубоватый оттенок в отраженном свете и светло-желтый в проходящем.

Способ получения аэрогеля AlOOH из расплава Bi-Al заключался в последовательном осуществлении двух стадий – растворение алюминия в висмуте и окисление растворенного алюминия водяным паром:

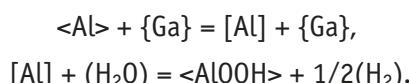


где вид скобок характеризует состояние вещества: $<>$ – твердое, $\{ \}$ – жидкое, $[]$ – растворенное, $()$ – газообразное.

Данным способом было синтезировано несколько образцов аэрогеля AlOOH, в экспериментах варьировалась температура расплава Bi-Al, газ-носитель водяного пара (водород или аргон), способ подачи окислительной смеси (под уровень или над уровнем расплава Bi-Al), содержание водяного пара в окислительной смеси (температура увлажнителя). Визуальный осмотр образцов, полученных в режиме поверхностного окисления, не выявил существенных отличий между ними, плотность образцов составила 7 – 12 мг/см³.

Плотность образцов аэрогеля, полученных из расплава Bi-Al в случае подачи смеси водорода и водяного пара под уровень расплава Bi-Al, оказалась 26 мг/см³ (рис. 2).

Аэрогель из расплава Ga-Al синтезировался аналогичным способом – растворение алюминия в галлии и окисление растворенного алюминия водяным паром:



В качестве окислителя использовалась смесь водяного пара и аргона, которая подавалась на поверхность расплава Ga-Al.



Рис. 2. Образцы аэрогеля AlOOH, полученные из расплава Bi-Al в режиме объёмного окисления; образец справа покрыт пленкой на основе Ві

В экспериментах варьировалась масса алюминия, введенного в галлий. Образцы аэрогелей были получены из расплавов Ga-Al с содержанием алюминия 0,19 и 0,07 мас. %. Внешний вид аэрогеля AlOOH, полученного из расплава Ga-Al с содержанием алюминия 0,07 мас. %, показан на рис. 1а. Плотность аэрогеля, полученного из расплава Ga-Al с содержанием алюминия 0,19 мас. %, составила $30 \text{ мг}/\text{см}^3$, другой образец аэрогеля имел плотность $8,5 \text{ мг}/\text{см}^3$. Результаты сравнения свойств аэрогелей AlOOH и SiO₂ (табл. 1) показали хорошее соответствие свойств образцов аэрогелей.

Таблица 1

Свойства аэрогелей AlOOH и SiO₂

Свойство	Аэрогель AlOOH	Аэрогель SiO ₂
Плотность, $\text{г}/\text{см}^3$	0,005 – 0,10	0,0011 – 0,65
Пористость, %	90 – 99	90 – 99
Удельная поверхность, $\text{м}^2/\text{г}$	300 – 800	500 – 950
Толщина волокон, нм	5 – 10	2 – 3
Теплопроводность, $\text{Вт}/(\text{м}\cdot\text{К})$	0,02 – 0,03	0,016 – 0,03

SEM-ИССЛЕДОВАНИЕ ИСХОДНЫХ ОБРАЗЦОВ АЭРОГЕЛЯ

Проведенное SEM-исследование показало, что аэрогель имеет слоистое строение, причем поверхность раздела между слоями состоит из множества ступенек (рис. 3). Толщина отдельного слоя изменяется от ступеньки к ступеньке и находится в пределах 1 – 100 мкм. Каждый слой состоит из пучков нитевидных волокон, ориентированных в одном направлении, совпадающем с направлением роста образца аэрогеля AlOOH в процессе синтеза.

Исследование волокон при большем увеличении выявило ряд особенностей. Так, например, несмотря на то, что все волокна вытянуты в одном направлении, они не располагаются в слоях абсолютно прямолинейно и параллельно друг другу (рис. 3, 4). Внутри слоя волокна извиваются, переплетаются, сливаются и ветвятся. Толщина отдельного слоя колеблется в широких пределах – от 5 до 50 мкм. Диаметр волокон находят-

ся в пределах 5 – 15 нм, а расстояние между осями смежных волокон составляло от 5 до 400 нм, что хорошо согласуется с данными, полученными в работе [23]. При этом плотность волокон в разных частях образца аэрогеля может сильно отличаться: от структуры с практически плотно прилегающими друг к другу волокнами до структуры с волокнами, отстоящими друг от друга на расстоянии до десятых долей микрометра. В отличие от образцов аэрогелей, полученных из расплава Bi-Al, аэрогель из расплава Ga-Al имеет более анизотропную структуру на микронном масштабе. Такая структура была характерна для всех образцов аэрогеля AlOOH.

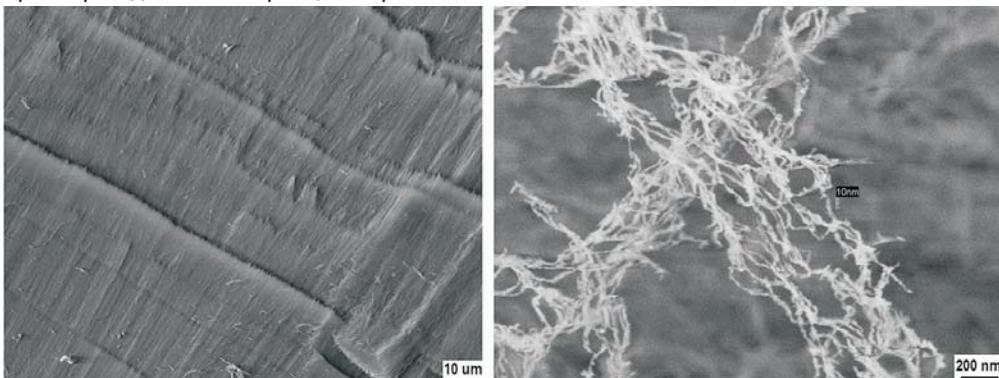


Рис. 3. Микроструктура аэрогеля AlOOH, полученного из расплава Ga-Al в режиме поверхностного окисления

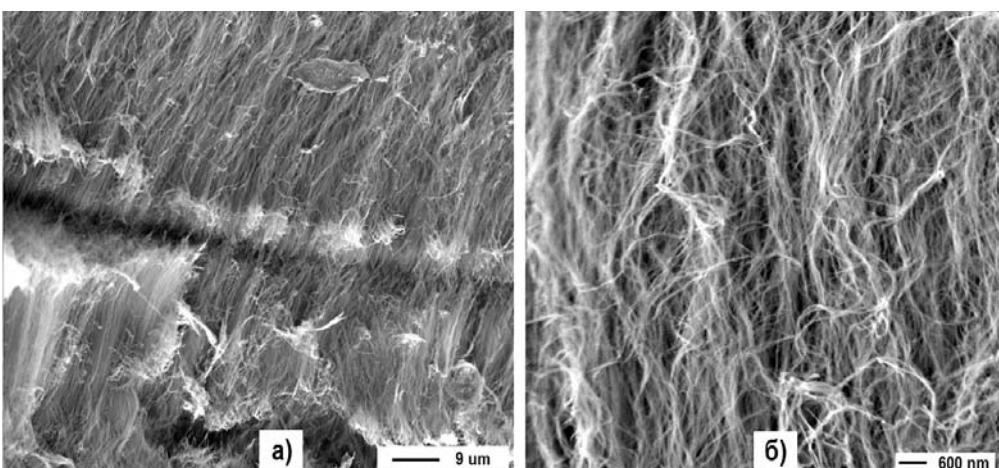


Рис. 4. Микроструктура аэрогеля AlOOH, полученного из расплава Bi-Al: а) – в режиме поверхностного окисления; б) – в режиме объёмного окисления

СИНХРОННЫЙ ТЕРМИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ И РЕНТГЕНОСТРУКТУРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Проведены синхронные термические исследования (DSC/TG) образцов аэрогеля AlOOH. Эксперименты были проведены с помощью прибора синхронного термического анализа STA Jupiter F3. Исследуемый интервал температур при DSC/TG составил от 20 до 1400°C. Полученные термограммы выявили несколько фазовых превращений с эндотермическими и экзотермическими эффектами. При охлаждении фазовые превращения отсутствовали. У образца аэрогеля AlOOH, прокаленного при 350°C на воздухе, фазовых превращений в интервале температур от 320 до 500°C не обнаружено. Очевидно, эти превращения связаны с этапами десорбции влаги и других веществ, физически и химически связанных с поверхностью волокон аэрогеля. Тепловой эффект при тем-

пературах 830 – 1000°C сопровождается потерей массы порядка 3%, что, возможно, связано со структурными изменениями в аэрогеле, а именно, с потерей водорода. Суммарная потеря массы исходного образца аэрогеля составила примерно 34%. Исходя из данных элементного состава (energy-dispersive X-ray spectroscopy EDS (EDAX)) исходных образцов аэрогеля следует, что их состав включает в себя углерод в пределах от 16 до 22 мас. %. Так как в технологии получения аэрогелей не использовался углерод, то можно предположить, что он адсорбирован из окружающей среды. Тогда локальный максимум на кривой d DSC при температуре порядка 180°C принадлежит углероду, а при температуре порядка 110°C – воде. Следует отметить, что температура образца может быть несколько ниже, чем внешняя температура, поэтому можно сделать поправку порядка 10°C. Как это следует из кривой d DSC, тепловые эффекты десорбции влаги и углерода сравнимы между собой.

Результаты рентгеноструктурных исследований представлены в табл. 2, откуда следует, что аэрогель AlOOH остается аморфным вплоть до 1000°C. Обнаруженные дифракционные пики можно отнести к полиморфным модификациям, которые стабилизируются незначительными примесями посторонних оксидов. При прокаливании эти примеси могут удаляться.

Многими авторами эти модификации рассматриваются как метастабильные образования, возникающие на пути превращения гидратов в стабильную фазу α -Al₂O₃. При 1000°C аэрогель переходит в γ -Al₂O₃, а при 1700°C – в α -Al₂O₃. Обнаруженные другие дифракционные пики можно отнести к нестабильным полиморфным превращениям.

Таблица 2

Результаты рентгеноструктурных исследований аэрогеля AlOOH, полученного из расплава Ga-Al

Характеристика порошка	Фазовый состав	Примечание
Исходный порошок, AlOOH	Дифракционных пиков, соответствующих оксидным или гидратным соединениям, нет; имеется только слабый пик $d = 4,17 \text{ \AA}$	
AlOOH после отжига при 100°C на воздухе	Дифракционных пиков, соответствующих оксидным или гидратным соединениям, нет; имеется только слабый пик $d = 4,17 \text{ \AA}$	
AlOOH после отжига при 350°C на воздухе	Дифракционных пиков, соответствующих оксидным или гидратным соединениям, нет. Зафиксированы слабые пики $d = 4,17 \text{ \AA}; d = 3,15 \text{ \AA}$	
AlOOH после отжига при 600°C на воздухе	Дифракционных пиков, соответствующих оксидным или гидратным соединениям, нет. Зафиксированы слабые пики $d = 4,17 \text{ \AA}; d = 3,15 \text{ \AA}; d = 2,75 \text{ \AA}$	
AlOOH после отжига при 1000°C на воздухе	Дифракционные пики соответствуют фазе γ -Al ₂ O ₃ .	Дифракционные пики слабы по интенсивности и уширены
AlOOH после отжига 1700°C в гелии	Дифракционные пики соответствуют фазе α -Al ₂ O ₃ . Зафиксированы пики $d = 3,15 \text{ \AA}; d = 1,96 \text{ \AA}; d = 1,33 \text{ \AA}$	

ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕПЛОПРОВОДНОСТИ АЭРОГЕЛЯ ALOOH

Аэрогели составляют класс материалов, которые наряду с другими уникальными свойствами обладают минимальной теплопроводностью в широком диапазоне температур. Поэтому аэрогели начинают все шире использоваться для создания теплоизоляционных конструкций: в криогенной технике, для теплоизоляции емкостей со сжиженными газами; для специальной теплоизоляции при высоких уровнях и градиентах температуры.

Можно сформулировать основные особенности, характерные для теплопроводности аэрогелей:

- теплопроводность твердого скелета оказывает незначительное влияние на общую теплопроводность;
- контактный теплообмен между частицами (зернистые и волоконные структуры) играет определяющую роль при низком давлении (вакуумная теплоизоляция) и умеренных температурах; при нормальном давлении им можно пренебречь;
- теплообмен излучением является основным при высоких температурах;
- конвективным теплообменом в порах и капиллярах $d < 1 - 2$ мм можно пренебречь, так как в таких ячейках конвективные токи не возникают;
- величина общей теплопроводности сильно зависит от теплопроводности газа, заполняющего поры и капилляры;
- на величину общей теплопроводности существенно влияет влажность окружающей среды;
- на общую теплопроводность аэрогеля влияют диаметр пор и плотность порошка.

В таблице 3 представлены результаты измерений коэффициента теплопроводности образцов аэрогеля AlOOH для стационарных тепловых режимов и различных условий измерения и подготовки образцов.

Таблица 3

Коэффициенты теплопроводности аэрогеля, Вт/(м·К)

Исходный образец	Temperatura отжига				При температуре 130 К (исходный образец)
	300°C	600°C	900°C	1300°C	
0,020	0,022	0,024	0,026	0,027	0,010

Образцы аэрогеля (неотожженного и отожженного) имели практически одинаковую теплопроводность ($\lambda = 0,020 - 0,027$ Вт/(м·К)). Для сравнения величина λ для порошка Al₂O₃ колеблется при 200°C в пределах 0,08 – 0,1 Вт/(м·К).

Исследования, проведенные на аэрогелях ряда других веществ, показывают, в частности, что с понижением температуры уменьшается их теплопроводность. Известно также, что теплопроводность порошка аэрогеля повышается с увеличением теплопроводности газа-носителя. При атмосферном давлении в гелиевой среде λ аэрогеля увеличивается примерно в три раза по сравнению с теплопроводностью данного материала на воздухе, а в водородной среде – в четыре раза. Существенное влияние на теплопроводность аэрогеля оказывает давление газовой среды (в глубоком вакууме λ снижается более чем на порядок).

Низкое значение теплопроводности аэрогеля ~ 0,01 – 0,03 Вт/(м·К) в достаточно широком диапазоне температур 130 – 1300 К позволяет говорить о его перспективности для разработки специальных высокоэффективных теплоизоляционных материалов, способных работать при достаточно высоких температурных градиентах.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате проведенных исследований получены образцыnanoструктурного аэрогеля AlOOH методом селективного окисления бинарных жидкокометаллических расплавов Ga-Al и Bi-Al водяным паром. На основании микроструктурных исследований установлено, что аэрогель AlOOH обладает устойчивой волокнистой ориентированной в пространстве nanoструктурой с анизотропией типа «растяжение» и диаметром волокон от 5 до 15 нм. Показано, что свойства аэрогеля AlOOH и кварцевого аэрогеля SiO₂, полученного по золь-гель-технологии очень похожи. Однако в отличие от «автоклавной» золь-гель-технологии синтез аэрогеля AlOOH происходит при атмосферном давлении, при

этом не используются вредные и агрессивные реагенты, что позволяет снизить трудоемкость и стоимость аэрогеля. Это открывает качественно новые возможности практического применения наноструктурного аэрогеля AlOOH, синтезируемого по жидкокометаллической технологии, при разработке специальной тепло- и электроизоляции, высокотемпературных керамических материалов с повышенной прочностью (для использования в качестве конструкционных материалов, ядерных топливных элементов, сенсоров для контроля примесей в жидких металлах и др.), новых сорбентов для очистки жидкостей и газов, нового поколения катализаторов и их носителей для использования в химических производствах, разработке новых полимерных материалов с повышенными эксплуатационными характеристиками.

Работа выполнена при поддержке Минобрнауки России (уникальный идентификатор прикладных научных исследований (проекта) RFMEFI57914X0062).

Литература

1. *Baker J.* Look into the Seeds of Time // Science. – 2006. – Vol. 314. – P. 1707.
2. *Brownlee D.* Comet 81P/Wild 2 under a microscope // Science. – 2006. – Vol. 314. – P. 1711.
3. *Miller J.B., Rankin S.E., Ko E.I.* Strategies in controlling the homogeneity of zirconia-silica aerogels: effect of preparation on textural and catalytic properties // Journal of Catalysis. – 1994. – Vol. 148. – P. 673.
4. *Иванов И.И., Шелеметьев В.М., Ульянов В.В.* Кинетика восстановления водородом свинца из его оксидов ромбической и тетрагональной модификации // Кинетика и катализ. – 2015. – Т. 56. – № 3. – С. 305-309.
5. *Friske J. Emmerling A.* Aerogels – Preparation, properties, applications // Structure and Bonding. – 1992. – Vol. 77. – PP. 37-87.
6. *Gulevich A.V., Martynov P.N., Gulevsky V.A., Ulyanov V.V.* Technologies for hydrogen production based on direct contact of gaseous hydrocarbons and evaporated water with molten Pb and Pb-Bi. // Energy conversion and management. – 2008. – Vol. 49. – № 7. – PP. 1946-1950.
7. *Poelz G., Riethmuller R.* Preparation of silica aerosol for Cherenkov counters // Nuclear Instruments and Methods. – 1982. – Vol. 195. – P. 491.
8. *Hrubesh L.W., Tillotson T.M., Poco J.F.* in: Zelinski B.J.J., Brinker C.J., Clark D.E., Ulrich D.R. (Eds.). Better Ceramics Through Chemistry IV, MRS Symposia Proceedings No. 180, Materials Research Society, Pittsburgh, 1990. – P. 315.
9. *Askhadullin R. Sh., Martynov P.N., Osipov A.A.* Liquid metal based technology of synthesis of nanostructured materials (by the example of oxides). These materials properties and applications areas // Journal of Physics: Conference Series. – 2008. – Vol. 98.
10. *Orlov Y.I., Efandov A.D., Martynov P.N., Gulevsky V.A., Papovants A.K., Levchenko Y.D., Ulyanov V.V.* Hydrodynamic problems of heavy liquid metal coolants technology in loop-type and mono-block-type reactor installations. // Nuclear engineering and design. – 2007. – Vol. 237. – No. 15-17. – PP. 1829-1837.
11. *Chan M., Mulders N., Reppy J.* Helium in aerogel // Physics Today. – 1996. – Vol. 49. – No. 8. – PP. 30-38.
12. *Porto J.V., Parpia J.M.* Superfluid ^3He in aerogel // Physical Review Letters. – 1995. – Vol. 74. – No. 23. – PP. 4667-4670.
13. *Dmitriev V.V., Askhadullin R.Sh., Martynov P.N., Osipov A.A., Krasnikhin D.A., Senin A.A., Yudin A.N.* Phase diagram of superfluid ^3He in «nematic order» aerogel // JETP Letters. – 2012. – Vol. 95. – No. 6. – PP. 355-360.
14. *Dmitriev V.V., Askhadullin R.Sh., Martynov P.N., Osipov A.A., Senin A.A., Yudin A.N.* Anisotropic 2D Larkin - Imry - Ma state in polar distorted ABM phase of ^3He in «nematic order» aerogel // JETP Letters. – 2014. – Vol. 100. – No. 10. Доступно на странице <http://arxiv.org/abs/1410.5194>.
15. *Dmitriev V.V., Senin A.A., Soldatov A.A., Yudin A.N.* Polar phase of superfluid ^3He in anisotropic aerogel. Доступно на странице <http://arxiv.org/abs/1507.04275>.
16. *Teichner S.J., in: Fricke J. (Ed.)* Aerogels: Proceedings of the First International

- Symposium, Wurzburg, Fed. Rep. of Germany, September 23-25, 1985, Springer, Berlin, New York. – 1985. – P. 22.
17. Kistler S.S. Coherent expanded aerogels and jellies // Nature. – 1931. – Vol. 127. – No. 3211. – P. 741.
18. Teichner S.J. Method of preparing inorganic aerogels // Colloid and Interface Science. – 1976. – Vol. 5. – No. 3. – P. 245.
19. Astier M. Preparation of Catalyst / Ed. B. Delmon et.al. – Amsterdam: Elsevier, 1976. – 315 p.
20. Schmidt H. Chemistry of material preparation by the sol-gel process // Journal of Non-Crystalline Solids. – 1988. – Vol. 100. – PP. 51-64.
21. Woignier T., Phalippou J., Zarzucki J. Monolithic aerogels in the systems SiO_2 - B_2O_3 , SiO_2 - P_2O_5 , SiO_2 - B_2O_3 - P_2O_5 // Journal of Non-Crystalline Solids. – 1984. – Vol. 63. – PP. 117-130.
22. Husing N., Schubert U. Aerogels – luftige Materialien: Chemie, Struktur und Eigenschaften // Angew. Chem. – 1998. – Vol. 110. – PP. 22-47.
23. Дмитриев В.В. Структура и свойства «нематически упорядоченных» аэрогелей // Письма в ЖЭТФ. – 2015. – Т. 101. – Вып. 8. – С. 613-619.

Поступила в редакцию 19.04.2016 г.

Авторы

Асхадуллин Радомир Шамильевич, зам. директора отделения физико-химических технологий, доцент, кандидат техн. наук
E-mail: raskhadullin@ippe.ru.

Осипов Александр Александрович, научный сотрудник
E-mail: osipov@ippe.ru

Скобеев Денис Анатольевич, зам. начальника лаборатории
E-mail:skobeevdenis@mail.ru

UDC 539.213.2

LIQUID METAL TECHNOLOGY OF SYNTHESIS OF AlOOH ANISOTROPIC NANOSTRUCTURED AEROGEL

Askhadullin R.Sh.*, Osipov A.A.*, Skobeev D.A.**

*JSC «State Scientific Centre of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering»

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

**Obninsk Centre for Science and Technology

4 Gorkogo str., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

New method for production of aerogel nanostructures (for example, AlOOH aerogel) with involvement of liquid metals is examined. In contrast with conventional sol-gel method for producing aerogels the role performed by the alcohol (aqueous) solution is played in the new method by liquid metal in which the base of the future aerogel structure dissociates and assembling of the nanostructure takes place within the gas phase covering the liquid metal. The latter obstacle fundamentally distinguishes the liquid metal method from the conventional technology of aerogel synthesis. Assembling of aerogel structure in the sol-gel method takes place as the result of removal of liquid phase at supercritical parameters which ultimately determines the value of the products. In the liquid-metal method there is no need to remove the liquid phase, because assembling of fractal nanostructure occurs in the gas phase. Liquid-metal aerogel production method is realized at low (usually

atmospheric) pressure without the need to use of hazardous and corrosive reagents, and the heat released in the reaction is sufficient for maintaining the desired synthesis temperature. Results of studies of synthesis and properties of ultraporous aluminum oxyhydroxide $\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot n(\text{H}_2\text{O})$ (AlOOH aerogel) produced using the method of selective oxidation of Ga-Al and Bi-Al binary liquid metal fusions by water steam are presented in the preset paper. Studies of aerogel properties were performed using methods of scanning electron microscopy (SEM), X-ray diffraction (XRD), synchronous differential scanning calorimetry and thermogravimetry (DSC/TG), as well as by energy dispersive X-ray (EDX) spectroscopy. It was established on the basis microstructure analysis that the aerogel has space-oriented fibrous nanostructure with «tensile» type anisotropy and fiber diameters varying from 5 to 15 nm. It follows from XRD studies that AlOOH aerogel remains to be amorphous up to 1000°C. Results of studies of thermal physical properties of the aerogel and its elemental composition are presented. It was established that aerogel has low thermal conductivity ($\sim 0.01 - 0.03 \text{ W}/(\text{m}\cdot\text{K})$) within rather wide temperature range from 130 to 1300 K.

Key words: aerogel, liquid metal fusions, gallium, bismuth, ceramic materials, anisotropic nanostructure, thermal conductivity.

REFERENCES

1. Baker J. Look into the Seeds of Time. *Science*. 2006, v. 314, p. 1707.
2. Brownlee D. Comet 81P/Wild 2 under a microscope. *Science*. 2006, v. 314, p. 1711.
3. Miller J.B., Rankin S.E., Ko E.I. Strategies in controlling the homogeneity of zirconia-silica aerogels: effect of preparation on textural and catalytic properties. *Journal of Catalysis*. 1994, v. 148, p. 673.
4. Ivanov I.I., Shelemetiev V.M., Ulyanov V.V., Teplyakov Yu.A. Kinetics of the reduction of orthorhombic and tetragonal lead oxides with hydrogen. *Kinetics and catalysis*. 2015, v. 56, no. 3, pp. 305-309 (in Russian).
5. Friske J., Emmerling A. Aerogels – Preparation, properties, applications. *Structure and Bonding*. 1992, v. 77, pp. 37-87.
6. Gulevich A.V., Martynov P.N., Gulevsky V.A., Ulyanov V.V. Technologies for hydrogen production based on direct contact of gaseous hydrocarbons and evaporated water with molten Pb and Pb-Bi. *Energy conversion and management*. 2008, v. 49, no. 7, pp. 1946-1950.
7. Poelz G., Riethmuller R. Preparation of silica aerosol for Cherenkov counters. *Nuclear Instruments and Methods*. 1982, v. 195, p. 491.
8. Hrubesh L.W., Tillotson T.M., Poco J.F. in: Zelinski B.J.J., Brinker C.J., Clark D.E., Ulrich D.R. (Eds.). Better Ceramics Through Chemistry IV, MRS Symposia Proceedings No. 180, Materials Research Society. Pittsburgh, 1990, p. 315.
9. Askhadullin R.Sh., Martynov P.N., Yudintsev P.A., Osipov A.A., Simakov A.A., Chaban A.Yu., Matchula E.A. Liquid metal based technology of synthesis of nanostructured materials (by the example of oxides). The materials properties and applications areas. *Journal of Physics: Conference Series*. 2008, v. 98.
10. Orlov Y.I., Efandov A.D., Martynov P.N., Gulevsky V.A., Papovyan A.K., Levchenko Yu.D., Ulyanov V.V. Hydrodynamic problems of heavy liquid metal coolants technology in loop-type and mono-block-type reactor installations. *Nuclear engineering and design*. 2007, v. 237, no. 15-17, pp. 1829-1837.
11. Chan M., Mulders N., Reppy J. Helium in aerogel. *Physics Today*. 1996, v. 49, no. 8, pp. 30-38.
12. Porto J.V., Parpia J.M. Superfluid ^3He in aerogel. *Physical Review Letters*. 1995, v. 74, no. 23, pp. 4667-4670.
13. Dmitriev V.V., Askhadullin R.Sh., Martynov P.N., Osipov A.A., Krasnikhin D.A., Senin A.A., Yudin A.N. Phase diagram of superfluid ^3He in «nematically order» aerogel. *JETP Letters*. 2012, v. 95, no. 6, pp. 355-360.
14. Dmitriev V.V., Askhadullin R.Sh., Martynov P.N., Osipov A.A., Senin A.A., Yudin A.N. Anisotropic 2D Larkin-Imry-Ma state in polar distorted ABM phase of ^3He in «nematically order» aerogel. *JETP Letters*. 2014, v. 100, no. 10. Available at: <http://>

- arxiv.org/abs/1410.5194.
15. Dmitriev V.V., Senin A.A., Soldatov A.A., Yudin A.N. Polar phase of superfluid ^3He in anisotropic aerogel. Available at: <http://arxiv.org/abs/1507.04275>.
 16. Teichner S.J. in: J. Fricke (Ed.), Aerogels: Proceedings of the First International Symposium, Wurzburg, Fed. Rep. of Germany, September 23-25, 1985, Springer, Berlin, New York, 1985, p. 22.
 17. Kistler S.S. Coherent expanded aerogels and jellies. *Nature*. 1931, v. 127, no. 3211, p. 741.
 18. Teichner S.J., Nicoloan G.A. Method of preparing inorganic aerogels. *Colloid and Interphase Science*. 1976, v. 5, no. 3, pp. 245-273.
 19. Astier M., Bertrand A., Bianchi D., Chenard A., Gardes G.E.E., Pajonk G., Taghavi M.B., Teichner S.J., Villemin B. Preparation of catalyst. Eds. B. Delmon et.al. Amsterdam. Elsevier, 1976, 315 p.
 20. Schmidt H. Chemistry of material preparation by the sol-gel process. *Journal of Non-Crystalline Solids*. 1988, v. 100, pp. 51-64.
 21. Woignier T., Phalippou J., Zarzucki J. Monolithic aerogels in the systems $\text{SiO}_2\text{-B}_2\text{O}_3$, $\text{SiO}_2\text{-P}_2\text{O}_5$, $\text{SiO}_2\text{-B}_2\text{O}_3\text{-P}_2\text{O}_5$. *Journal of Non-Crystalline Solids*. 1984, v. 63, pp. 117-130.
 22. Husing N., Schubert U. Aerogele – luftige Materialien: Chemie, Struktur und Eigenschaften. *Angew. Chem.* 1998, v. 110, pp. 22-47.
 23. Asadchikov V.E., Askhadullin R.Sh., Volkov V.V., Dmitriev V.V., Kitaeva N.K., Martynov P.N., Osipov A.A., Senin A.A., Soldatov A.A., Chekrigina D.I., Yudin A.N. Structure and properties of «numinately oriented» aerogels. *Pisma v ZhETPh*. 2015, v. 101, no. 8, pp. 613-619 (in Russian).

Authors

Ashadullin Radomir Shamilievich, Deputy Director, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: raskhadullin@ippe.ru

Osipov Aleksander Aleksandrovich, Researcher

E-mail: osipov@ippe.ru

Skobeev Denis Anatolievich, Deputy Head of Laboratory

E-mail: Skobeevdenis@mail.ru

ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ПРОЦЕССА ОКИСЛЕНИЯ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ ПРИМЕСЕЙ И ПОВЕРХНОСТЕЙ СТАЛЕЙ В РАСПЛАВАХ ТЯЖЕЛЫХ ЖИДКИХ МЕТАЛЛОВ

О.В. Лаврова, А.Ю. Легких, А.Н. Стороженко

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», 249033, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1



Представлена диаграмма состояния «железо - кислород», построенная в координатах «температура - ЭДС датчика активности кислорода» с электродом сравнения $\{Bi\} - <Bi_2O_3>$. В этой же системе координат рассчитаны положения оксидов некоторых элементов, являющихся легирующими добавками в конструкционных сталях, используемых в ядерных энергетических установках.

Показано, что состав и устойчивость оксидной системы на основе железа в расплавах тяжелых жидким металлов определяются температурой и парциальным давлением кислорода во внешней по отношению к ней среде. При изменении любого из этих параметров состав оксидной фазы изменяется с увеличением или уменьшением доли кислорода.

Ключевые слова: кислород, модель, железо, оксид, парциальное давление, примесь, расплав, растворимость, свинец, свинец-висмут, сталь, термодинамический анализ, массоперенос.

ПОДХОДЫ К ОПИСАНИЮ ПРОЦЕССА ОКИСЛЕНИЯ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ ПРИМЕСЕЙ В РАСПЛАВАХ ТЯЖЕЛЫХ ЖИДКИХ МЕТАЛЛОВ

Разработка модели взаимодействия различных примесей с основными компонентами жидкокометаллического теплоносителя и между собой, равно как и модели окисления конструкционных сталей кислородом, растворенным в расплаве теплоносителя, является задачей, решение которой позволит обеспечить оптимальные условия эксплуатации конструкционных материалов ядерных энергетических установок с тяжелыми жидкокометаллическими теплоносителями (ТЖМТ).

Для описания этих взаимодействий и построения модели массопереноса в технологии теплоносителя пользуются понятиями концентрации примеси в расплаве и ее термодинамической активности также в расплаве [1].

Однако в закрытой многокомпонентной системе «теплоноситель - кислород - сталь», удобнее представлять активности компонентов в виде соотношения парциальных давлений этих примесей в газовой фазе, равновесной с расплавом ($a_i = p_i / p_i^0$) [2, 3]. В первую очередь, это касается кислорода, поскольку для любой системы «Me - Me_xO_y» активность молекулярного кислорода численно равна его парциальному давлению. Таким образом, для любой реакции окисления численные оценки равновесного со-

© О.В. Лаврова, А.Ю. Легких, А.Н. Стороженко, 2016

стояния могут быть представлены в одной и той же системе координат, а значит, их легко сравнивать. Взаимодействия компонентов в газовой фазе могут быть теоретически рассчитаны с высокой точностью по статистическим суммам состояний [4 – 5], тогда как для описания взаимодействия в жидкой среде необходимы экспериментальные исследования.

Анализ системы по парциальному давлению компонентов в газовой фазе в ряде случаев позволяет сделать дополнительные выводы, которые трудно получить, привязываясь к концентрациям компонентов конденсированной среды. Например, в работе [6] путем анализа процессов в газовой фазе было показано, что при окислении железа кислородом с парциальным давлением на уровне равновесия с расплавами свинца или свинца-висмута фронт реакции располагается на некотором удалении от твердого материала в пределах жидкого погранслоя для кислорода. Причем с уменьшением парциального давления кислорода при прочих равных условиях удаленность фронта реакции от твердой поверхности возрастает. Этот фактор отвечает за потери части выходящего железа в окружающую среду (в теплоноситель или в газовую fazу).

Проведенные оценки удобно представить в виде зависимостей электрохимического потенциала различных оксидных фаз от температуры $\Delta E(t)$ относительно некоторой выбранной системы (нулевой потенциал). На этом принципе работают датчики кислорода в тяжелых теплоносителях [7], представляющие собой гальваническую ячейку с твердым электролитом и имеющие, как правило, в качестве электрода сравнения систему $\{Bi\} - \langle Bi_2O_3 \rangle$. Такую $\Delta E(t)$ -диаграмму обычно используют для оценки состояния ТЖМТ по примеси кислорода.

Основным компонентом конструкционных сталей является железо, поэтому рассмотрение процессов окисления сталей в жидкокометаллическом теплоносителе целесообразно начать с анализа поведения именно этого элемента. Такой анализ традиционно проводят в согласии с диаграммой состояния «железо – кислород» [4] для низкотемпературной области (рис. 1).

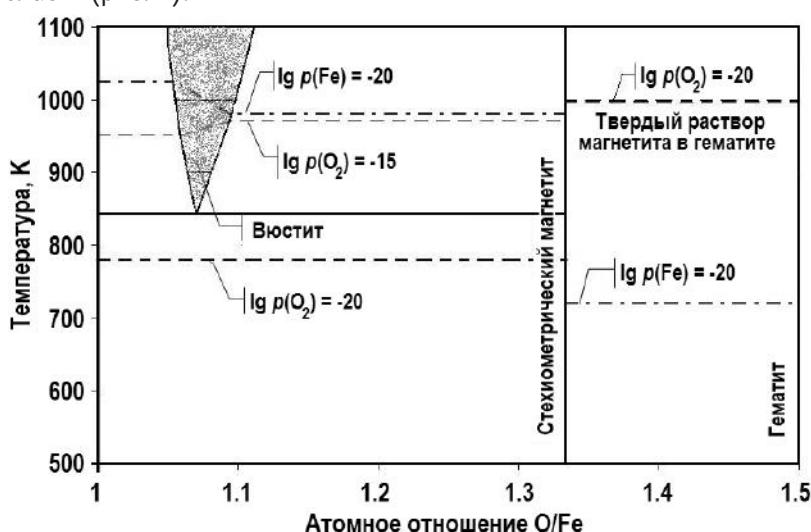


Рис. 1. Диаграмма состояния «железо – кислород» (низкотемпературная область) [4]

Интересующий нас диапазон температур $\sim 250 - 650^\circ\text{C}$ и область составов между вюститом и магнетитом в литературе освещены довольно скромно. По данным многочисленных работ (например, [9]) в системе «железо – кислород» установлено существование трех стабильных оксидных фаз: вюстита (фаза переменного состава, близкого к FeO), магнетита (Fe_3O_4) и гематита (Fe_2O_3).

В работе [4] для области составов между вюститом и магнетитом отмечено, что маг-

нетит со стороны вюстита не имеет области гомогенности и может рассматриваться как соединение стехиометрического состава. Здесь же сообщается, что в указанной области система состоит из двух конденсированных фаз – железа и магнетита, растворимость которых друг в друге незначительна.

Данные выводы, по-видимому, сделаны на основании различного рода исследований (металлография, рентген и пр.), проводимых при комнатной температуре после быстрого охлаждения образцов в изолированной емкости. Визуальное присутствие конденсированного железа в анализируемых образцах позволило авторам считать активность железа в данной области составов равной единице, а для расчета изобар кислорода воспользоваться температурной зависимостью давления насыщенного пара железа и константами диссоциации газообразного оксида (FeO).

Необходимо отметить особенность идентификации магнетита рентгеновскими методами, позволяющими выявить шпинельную структуру с соответствующим периодом решетки $a = 0,8397 \text{ нм}$ [8, 9]. Однако кроме магнетита шпинельной структурой обладает ряд ферритов, идентифицировать которые рентгеновскими методами не всегда возможно. По-видимому, некоторый избыток железа или кислорода в структуре шпинели по сравнению со стехиометрическим магнетитом также не может существенно исказить параметры шпинельной решетки, по наличию которой и судят о присутствии «стехиометрического» магнетита.

Таким образом, используемые в настоящее время методы низкотемпературного исследования образцов не позволяют с уверенностью судить о том, что найденные фазы присутствовали при других температурных и окислительных условиях. Не исключено, что при окислении железа в условиях низкого окислительного потенциала при умеренных температурах синтезируются гомогенные оксидные фазы с пониженным содержанием кислорода относительно стабильного стехиометрического оксида.

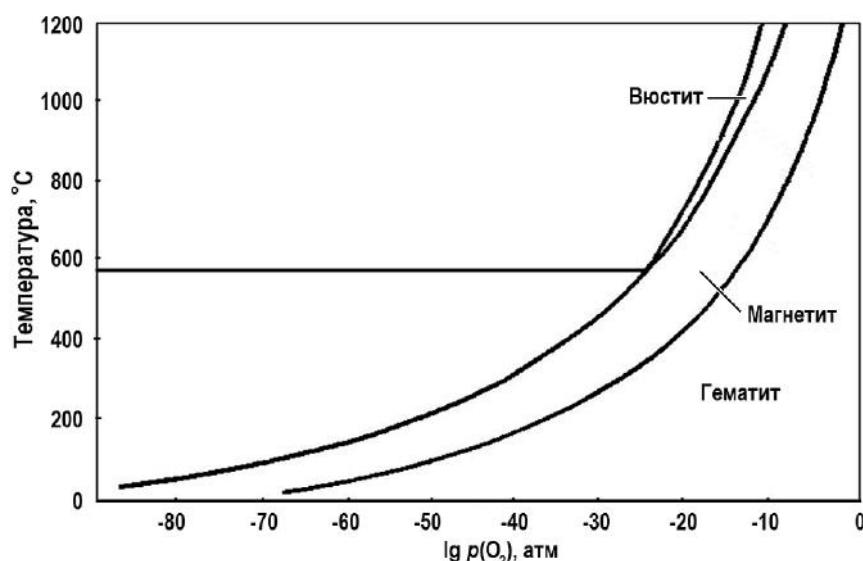


Рис. 2. Диаграмма равновесных фазовых превращений в системе «железо - кислород» [10]

Кроме приведенной на рис. 1 диаграммы состояния системы «железо - кислород» в литературе [10] приводят диаграмму равновесия оксидных фаз как функцию $\lg p_{\text{O}_2} = f(T)$. Изобары кислорода и изотермы перпендикулярны друг другу, как это и должно быть, поскольку термодинамический потенциал фазовых превращений определяется, по крайней мере, двумя степенями свободы – температурой и давлением (рис. 2).

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПОЛОЖЕНИЯ ИЗОБАР КИСЛОРОДА И ЖЕЛЕЗА

Для определения положения изобар кислорода и железа построим диаграмму состояния системы «железо-кислород» в координатах ΔE [мВ] – t [$^{\circ}$ С] относительно равновесной системы {Bi} - <Bi₂O₃>.

В соответствии с законом Нернста разность окислительных потенциалов между различными фазами может быть представлена разностью электрических потенциалов. При одинаковой температуре во всех кислородсодержащих фазах имеем

$$\Delta E = -\frac{\Delta G_T}{z \cdot F} = \frac{(\Delta G_{\text{эл.ср.}} - \Delta G_{\text{среды}})}{z \cdot F} = \frac{RT(\ln p_{O_2}^{\text{эл.ср.}} - \ln p_{O_2}^{\text{среды}})}{4 \cdot 96487} = 4,96025 \cdot 10^{-5} T \cdot (\ln p_{O_2}^{\text{эл.ср.}} - \ln p_{O_2}^{\text{среды}}), \quad (1)$$

где z – число электронов, участвующих в реакции ($z = 4$ для молекулы кислорода O₂); F – число Фарадея; R – универсальная газовая постоянная; T – температура, К; p_{O_2} – парциальное давление кислорода (атм.) в электроде сравнения (эл.ср.) и в контролируемой среде (среда); ΔG_T – разность изобарно-изотермических потенциалов Гиббса для различных фаз.

Согласно уравнению (1), между двумя фазами, содержащими кислород, формируется электрическое поле, являющееся внешним по отношению к движущимся в этом поле заряженным частицам (электроны, анионы и катионы). При этом парциальное давление молекулярного кислорода определяет парциальное давление атомарного кислорода, который определяет парциальное давление ионов кислорода и электронов:

$$(O_2) = 2(0), \quad K_{O_2} = p^2_{O_2}/p_{O_2} = f_1(T), \quad (2)$$

$$(0) + 2(e) = (O^{2-}), \quad K_0 = p_{O^{2-}}/(p_0 \cdot p_e^2) = f_2(T), \quad (3)$$

$$Me^0 = Me^- + e, \quad K_{Me} = p_{Me^-} \cdot p_e / p_{Me} = f_3(T). \quad (4)$$

Значения $\lg K_{O_2}$, $\lg K_0$ так же, как и константы ионизации $\lg K_{Me}$ для многих металлов, приведены в справочнике [10] с точностью до четвертого знака.

Таким образом, согласно уравнениям (2) – (4), через парциальное давление электронов, которое в закрытой равновесной системе одинаково и для кислорода, и для металла, формируется разность электрических потенциалов между различными фазами.

Парциальное давление кислорода над выбранной равновесной системой оценивается по величине стандартной энергии Гиббса:

$$\ln p_{(O_2)} = -\Delta G_T / (R \cdot T). \quad (5)$$

Для равновесной системы {Bi} + 1/2(O₂) = <Bi₂O₃> температурная зависимость парциального давления кислорода составляет [4]

$$\ln p_{O_2}^{\{Bi\}-<Bi_2O_3>} = -20609/T + 10,188, \quad (6)$$

где скобки <> обозначают вещество в твердой фазе; { } – в жидкой фазе; () – в газовой фазе.

При проведении термодинамических расчетов необходимо помнить, что записанное уравнение реакции определяет все существующие фазы системы. Например, равновесие реакции окисления металла <{Me}> + $n(O_2)$ = <MeO_{2n}> нетождественно равновесию реакции термической диссоциации оксида <MeO_{2n}> = (Me) + $n(O_2)$, поскольку в результате термической диссоциации оксида нельзя получить конденсированную фазу металла.

В отличие от равновесной металл-оксидной системы парциальное давление кислорода над чисто оксидной системой может быть определено по методике [4] путем нахождения минимума функции $\sum p_i = f(p_0) \cdot (\partial \sum p_i / \partial p_0 = 0)$ с использованием балансового уравнения масс при конгруэнтном испарении конденсированного вещества (для маг-

нетита $3\sum p_i = 4\sum p_{Fe}$; здесь p_i – парциальное давление каждого из компонентов газовой фазы, в том числе $p_{(Me)}$, $p_{(O_2)}$, $p_{(MeO)}$ и т.д.

Для системы $\langle Fe \rangle - \langle Fe_3O_4 \rangle$ равновесное парциальное давление кислорода определяется с учетом энергии Гиббса образования магнетита из конденсированного железа и газообразного кислорода с давлением 1 атм. по реакции



При $a_{(Fe)} = 1$ (фаза) и $a_{\langle Fe_3O_4 \rangle} = 1$ (фаза) получим

$$\lg p_{(O_2)} = -28795/T + 8,2505, \quad T < 843 \text{ K}, \quad (8a)$$

$$\lg p_{(O_2)} = -28660/T + 8,0820, \quad T > 843 \text{ K}, \quad (8b)$$

Выше 843 К начинается область существования вюстита. На высококислородной границе вюстита и магнетита имеем



Для равновесного парциального давления кислорода по реакции (9) выведено уравнение [3]

$$\lg p_{(O_2)} = -32676/T + 12,862, \quad T \text{ от } 843 \text{ до } 1184 \text{ K}. \quad (10)$$

Равновесие вюстита с железом (низкокислородная граница вюстита)

$$0,947\langle Fe \rangle + 1/2 (O_2) = \langle Fe_{0,947}O \rangle. \quad (11)$$

описывается уравнением [3]

$$\lg p_{(O_2)} = -27511/T + 6,735, \quad T \text{ от } 843 \text{ до } 1184 \text{ K}. \quad (12)$$

При термической диссоциации стехиометрического магнетита



в температурном диапазоне ниже 843 К нами выведено уравнение

$$\lg p_{(O_2)} = -24221/T + 7,428. \quad (14)$$

Рассчитать парциальное давление паров железа можно путем использования уравнения (3) и очевидных уравнений для константы образования того или иного оксида железа, полагая, что равновесие наступает при пониженной активности железа, следовательно, при большем парциальном давлении кислорода:

$$a_{(Fe)} = p_{(Fe)} / p_{(Fe)}^0. \quad (15)$$

Давление насыщенного пара железа в интересующей нас температурной области может быть оценено путем линейной интерполяции данных [12] для реакции испарения железа

$$\langle Fe \rangle = (Fe), \quad (16)$$

$$K = p_{(Fe)}^0, \quad (17)$$

$$\lg p_{(Fe)}^0 = -21658/T + 7,5993. \quad (18)$$

Связь парциального давления железа с парциальным давлением кислорода над магнетитом с отклонениями от стехиометрии можно определить путем компиляции данных уравнений (8), (16) и (18):

$$\lg p_{(Fe)} = 13,201 - (2/3) \lg p_{(O_2)} - 40843/T. \quad (19)$$

По данным [4] в газовой фазе над системой Fe - O кроме газообразного железа, молекулярного и атомарного кислорода присутствуют мономеры (FeO), константа дис-

социации которых на атомы



описывается температурной зависимостью

$$\lg K = -21788/T + 5,6155. \quad (21)$$

Для перехода от давления атомарного кислорода к давлению молекулярного кислорода и наоборот используются значения константы диссоциации молекулярного кислорода [12]. В целом эти данные описываются полиномом, поэтому в зависимости от выбранного диапазона температуры уравнения линейной аппроксимации могут несколько отличаться друг от друга:

$$\lg K_{(O_2)} = -26246/T + 6,5985 \quad \text{для } T \text{ от } 250 \text{ до } 300^\circ\text{C}, \quad (22a)$$

$$\lg K_{(O_2)} = -26377/T + 6,7654 \quad \text{для } T \text{ от } 300 \text{ до } 650^\circ\text{C}. \quad (22b)$$

Задаваясь значениями $p_{(O_2)}$ ^{среды} = const, получим зависимости изобар кислорода от температуры.

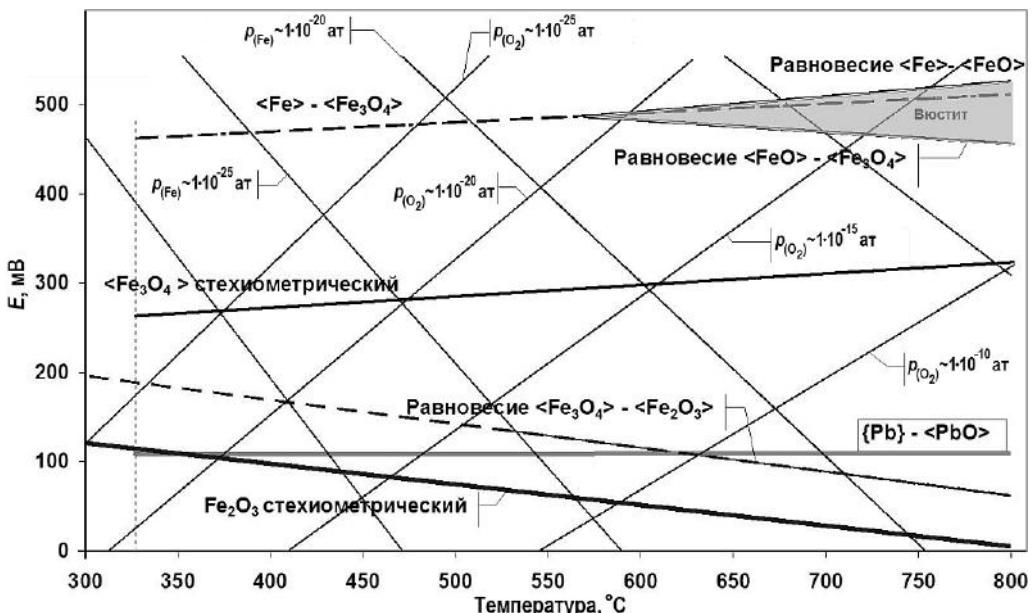


Рис. 3. Потенциалы равновесных фазовых превращений в системе «железо - кислород», и системы $\{Pb\} - <PbO>$ относительно равновесной системы $\{Bi\} - <Bi_2O_3>$

Полученные результаты расчетов для фаз и фазовых переходов в системе «железо-кислород» преобразованы в разность электрических потенциалов относительно выбранного электрода сравнения и представлены на рис. 3. На этом же графике показаны положения изобар кислорода, а также изобары железа.

Изобары железа рассчитывались путем фиксирования значений p_{Fe} с учетом фазовых превращений в системе «железо-кислород». Учет фазовых превращений приводит к изменению угла наклона изобар железа по мере перемещения по окислительному потенциалу и температуре. Уравнения для пересчета некоторых изобар железа в сигнал датчика (мВ) представлены в табл. 1.

Линия равновесия $\{Pb\} - <PbO>$ на рис. 3 представляет интерес для специалистов в области ТЖМТ. Положение данной линии рассчитывается автономно без учета каких-либо взаимодействий, кроме взаимодействия кислорода со свинцом.

Область диаграммы между равновесиями $\{Pb\} - <PbO>$ и $<Fe_3O_4> - <Fe_2O_3>$, по-ви-

димому, отвечает условиям формирования плomboферритов – сложных оксидов состава $n\text{PbO} \cdot m\text{Fe}_2\text{O}_3$.

Таблица 1

Уравнения для расчета изобар железа E , мВ

Изобара железа	Температура перехода от фазы $\langle\text{Fe}_3\text{O}_4\rangle$ к фазе $\langle\text{Fe}_2\text{O}_3\rangle$, °C	Уравнение изобары железа для $\langle\text{Fe}_3\text{O}_4\rangle$	Уравнение изобары железа для $\langle\text{Fe}_2\text{O}_3\rangle$
$p_{(\text{Fe})}^0 = -30$	412,6	$E = -2,71t + 1277$	$E = -2,4313t + 1162$
$p_{(\text{Fe})}^0 = -25$	533	$E = -2,338t + 1379$	$E = -2,100t + 1252$
$p_{(\text{Fe})}^0 = -20$	713	$E = -1,959t + 1477$	$E = -1,770t + 1343$

Еще один вопрос, возникающий из приведенных расчетов, это вопрос о составе оксидной фазы, образующейся на линиях равновесия $\text{Me} - \text{Me}_x\text{O}_y$. Для существования стехиометрических оксидов необходимо поддержание **больших** парциальных давлений кислорода и **меньших** парциальных давлений металла. Это означает, что совместное равновесное сосуществование стехиометрического оксида с конденсированной металлической фазой в одной закрытой системе невозможно. Эти фазы непременно должны обмениваться кислородом и металлом, поскольку в паровой фазе над оксидом дефицит металла, а в паровой фазе над металлом дефицит кислорода.

Для системы свинец-кислород достижение равновесия в системе $\{\text{Pb}\} - \langle\text{PbO}\rangle$ означает достижение предельной концентрации кислорода в растворе. При этом достигается и предельное давление мономеров (PbO) в газовой фазе (p_{PbO}). По-видимому, и для любой другой системы равновесие «металл – низший оксид» предполагает достижение состояния насыщения растворенным кислородом и начало образования твердой оксидной фазы. При этом формально рассчитанная активность металла незначительно меньше единицы и может быть использована для оценочных расчетов.

На графике рис. 4 в тех же координатах представлены положения некоторых оксидных систем на основе легирующих добавок в стали (хрома, кремния и никеля), на котором видно, что все металлооксидные системы имеют больший потенциал, чем соответствующие оксидные системы.

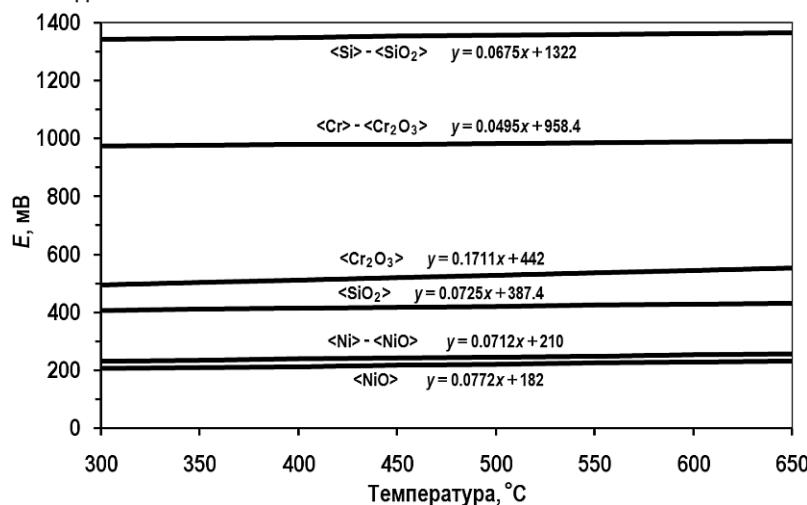


Рис. 4. Положения равновесия систем на основе легирующих компонентов сталей относительно электрода сравнения $\{\text{Bi}\} - \langle\text{Bi}_2\text{O}_3\rangle$

Кроме того, стехиометрические оксиды различных металлов обладают контактной разностью потенциалов, которая может проявиться при низком кислородном потенци-

але внешней среды.

Рассчитанные положения равновесия при термической диссоциации оксидов железа совпадают с данными программного ресурса по термодинамике [13] (Канада).

ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ СИСТЕМЫ «РАСПЛАВ ТЯЖЕЛОГО МЕТАЛЛА - МЕТАЛЛИЧЕСКИЕ ПРИМЕСИ - СТАЛЬ»

В представлениях большинства исследователей в условиях контуров ЯЭУ с тяжелыми жидкокометаллическими теплоносителями основным оксидом на основе железа является магнетит, который образуется на поверхности сталей или в потоке теплоносителя и не подвержен трансформации.

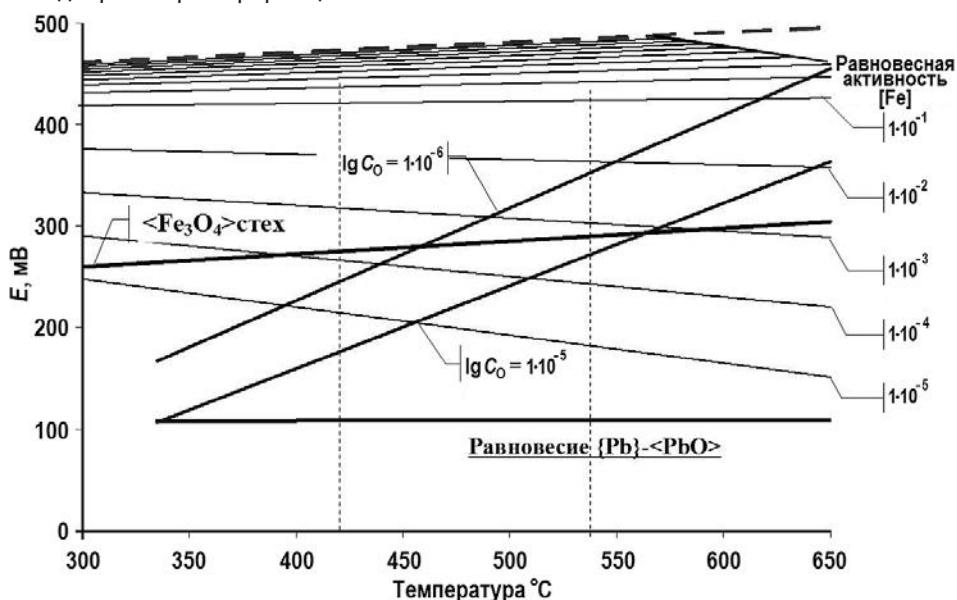


Рис. 5. Положение линий изоактивности железа и линий изоконцентрации кислорода для свинца относительно электрода сравнения $\{Bi\} - <Bi_2O_3>$

Однако, как видно на рис. 5, при температуре 540°C и концентрации кислорода в теплоносителе на уровне $C_0 \approx 1 \cdot 10^{-6}$ % масс образование стехиометрического магнетита из железа, поступающего из стали, и кислорода, поступающего из теплоносителя, невозможно. Формирующаяся при заданных условиях твердая фаза должна иметь активность железа на уровне $a_{Fe} \leq 1 \cdot 10^{-2}$ (в первом приближении ~ 1% атомов железа должны находиться в неокисленном состоянии). При минимальной температуре контура 420°C при той же концентрации кислорода в теплоносителе состав оксидной фазы несколько превышает стехиометрический магнетит по содержанию кислорода. При концентрации кислорода на уровне $C_0 \approx 1 \cdot 10^{-5}$ % масс во всем рабочем диапазоне температуры состав оксидной фазы соответствует твердому раствору магнетита с гематитом.

При каждой температуре на сталях должны формироваться оксиды состава, соответствующего заданным условиям, поскольку перемещение по температурным зонам влечет за собой изменение условий по окислительному потенциалу даже при одинаковой концентрации растворенного в теплоносителе кислорода (см. рис. 5). Это, в частности, объясняет зависимость проницаемости магнетита от окислительного потенциала внешней среды, на которую обратил внимание Ю.Д. Третьяков [9].

Но даже сформировавшиеся ранее частицы новой фазы на основе железа при перемещении вместе с теплоносителем по неизотермическому контуру подвержены изменению состава, поскольку с изменением температуры изменяется и окислитель-

ный потенциал. При этом изменению состава подвержены, в первую очередь, внешние слои таких частиц, которые первыми вынуждены подстраиваться под внешние условия.

Представленный материал позволяет сделать дополнительные выводы, касающиеся процесса окисления конструкционных сталей.

Здесь уместно вспомнить работы В.И. Архарова, например, [14], который впервые обратил внимание на «соответствие структуры окалины по ее сечению диаграмме состояния системы «железо - кислород». При этом гомогенным областям диаграммы состояния соответствуют отдельные слои окалины, а двухфазным системам – узкие переходные зоны между слоями. В зависимости от условий получения окалины (температура, время экспозиции, потенциал окислительной среды) в ней могут присутствовать или отсутствовать те или иные фазы. «Окалина является своеобразным кинетическим слепком, отражающим все особенности фазовых превращений на заданном временном интервале», а последовательность превращений по сечению оксидной пленки на железе полностью соответствует диаграмме рис. 3, учитывающей не только температурные условия окисления, но и окислительные возможности внешней среды.

Проецируя принцип Архарова на материалы сложного состава, такие как конструкционные стали, следует предположить, что состав оксидных слоев на их поверхности также должен претерпевать последовательные превращения в соответствии с окислительными потенциалами оксидов на основе легирующих компонентов. Последовательность расположения таких слоев должна отвечать положению оксидов на диаграмме $\Delta E_i(t)$, а внешний слой окалины не может содержать фаз, окислительный потенциал которых превышает возможности внешней среды.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Низкотемпературная область диаграммы состояния «железо - кислород» построена в координатах «температура - окислительный потенциал» относительно показаний датчика термодинамической активности кислорода с электродом сравнения $\{Bi\} - < Bi_2O_3 >$.

В выбранных координатах рассчитаны положения линий стехиометрических оксидов железа (магнетит и гематит), а также область существования вюрстита. Здесь же показаны положения изобар кислорода, рассчитываемые независимо от рассматриваемой оксидной системы, а также изобары железа, положение которых определяется формируемым оксидом.

Показано, что в любой точке такой диаграммы, характеризующейся температурой и парциальным давлением кислорода, может быть рассчитана максимально возможная активность любого металла, а следовательно, построены изобары давления этого металла.

В соответствии с принципом В. Архарова последовательность образования оксидных слоев на сталях соответствует положению их электрического потенциала на диаграмме «температура - окислительный потенциал». При этом состав внешних слоев окалины должен соответствовать окислительному потенциалу внешней среды и не может его превышать.

Работа выполнена в рамках Соглашения с Министерством образования и науки РФ от 19 августа 2015 г. № 14.579.21.0101 (универсальный идентификатор ПНИ RFMEFI57915X0101).

Литература

1. Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies, OECD / NEA. – 2015. – №. 7268. – 954 p.
2. Киреев В.А. Краткий курс физической химии. – М.: Химия. – 1978. – 640 с.

3. *Туркдоган Е.Е.*. Физическая химия высокотемпературных процессов. – М.: Металлургия.– 1985. – 344 с.
4. *Куликов И. С.* Термодинамика оксидов. Справочник. – М.: Металлургия. – 1986. – 344 с.
5. Высокотемпературные физико-химические процессы на границе раздела твердое тело - газ. / Сборник докладов всесоюзного совещания. Звенигород. – М.: Наука, 1984.
6. *Лаврова О.В., Иванов К.Д., Ниязов С.-А.С., Асхадуллин Р.Ш., Легких А.Ю.* Роль внешней диффузии при окислении конструкционных сталей в ТЖМТ // ВАНТ. Сер. Ядерно-реакторные константы. – 2014. – №1. – С. 69-78.
7. *Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Стороженко А.Н., Чернов М.Е., Ульянов В.В., Шелеметьев В.М., Садовничий Р.П., Кузин П.В.* Особенности метрологической поверки датчиков активности кислорода в жидкотемпературных теплоносителях // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012.– №3. – С. 68.
8. *Третьяков Ю.Д.* Термодинамика ферритов – Л.: Химия. – 1967. – 305 с.
9. Улиг Г.Г., Реви Р.У. Коррозия и борьба с ней. Введение в коррозионную науку и технику. / Пер. с англ. – Ленинград: Химия. – 1989. 455с.
10. Большая энциклопедия нефти и газа. Доступно на: <http://www.ngpedia.ru/> (16.05.2016).
11. Термодинамика восстановления оксидов железа. Доступно на: <http://helpiks.org/3-93906.html> (16.06.2016).
12. Термодинамические константы индивидуальных веществ. Справочник. / Под ред. В.П. Глушко. Т. I-IV. – М.: Наука, 1978-1982. – 4000 с.
13. Средство для анализа химической термодинамики. Доступно на: <http://www.crct.polymtl.ca/fact/> (16.06.2016).
14. *Архаров В.И., Бланкова Н.Б.* О структурных характеристиках окалины, используемых при исследовании механизма реакционной диффузии // Физика металлов и металловедение. – 1960. – Т.9. – Вып. 6. – С. 878-887.

Поступила в редакцию 22.06.2016 г.

Авторы

Лаврова Ольга Владимировна, старший научный сотрудник
E-mail: alegkikh@ippe.ru.

Легких Александр Юрьевич, старший научный сотрудник, канд. техн. наук,
E-mail: alegkikh@ippe.ru.

Стороженко Алексей Николаевич, начальник лаборатории, канд. физ.-мат. наук
E-mail: anstor@ippe.ru.

UDC 544.3.032.7

THERMODYNAMIC OXIDATION ASPECTS OF METALLIC IMPURITIES AND STEEL SURFACES IN HEAVY LIQUID METAL MELTS

Lavrova O.V., Legkikh A.Yu., Storozhenko A.N.

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

ABSTRACT

Alternative approach to the analysis of the process of oxidation of metallic impurities and steel surfaces in heavy liquid metal (lead, lead-bismuth) melts is presented. Development of models of the interaction of impurities with the main components of heavy liquid metal melts and with each other as well as the model for simulation of oxidation of structural steels by oxygen dissolved in the melt is a vitally important task solution of which will allow performing the justifiable selection of optimal operating conditions for structural steels in nuclear power plants operated with heavy liquid metal coolants.

It is demonstrated in the present paper that composition and stability of iron-based oxide system in heavy liquid metal melts are determined by the temperature and partial pressure of oxygen in the ambient environment. When any of these parameters changes the oxide phase the composition changes with increasing or decreasing oxygen concentration.

It was suggested to examine transfer of components of steel through the oxide film as the physical model of oxidation of steel, i.e. as the movement of cations forced by electric field the strength of which corresponds to the difference between the electrochemical potentials of the oxide systems under study. In this case the steel matrix acts as the anode, the oxide film is a solid electrolyte, and the moving coolant containing oxygen acts as the cathode. Such analysis allows binding the transition from external conditions of oxidation of steels to internal conditions within the whole comprehensive picture.

Key words: oxygen, model, iron, oxide, partial pressure, impurity, melt, solubility, lead, lead-bismuth, steel, thermodynamic analysis.

REFERENCES

- 1 Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies, OECD / NEA, 2015. No. 7268.
2. Kireev V.A. *Kratkij kurs fizicheskoy khimii*. [Concise course on physical chemistry]. Moscow. Khimiya. Publ., 1978. 640 p. (in Russian).
3. Turkdogan E.E. *Fizicheskaja himija vysokotemperaturnyh processov* [Physical chemistry of high-temperature processes]. Moscow. Metallurgiya. Publ., 1985. 344 p. (in Russian).
4. Kulikov I.S. *Termodinamika oksidov. Spravochnik*. [Thermal dynamics of failures. Handbook]. Moscow. Metallurgiya. Publ., 1986. 344 p. (in Russian).
5. Vysokotemperaturnye fiziko-himicheskie processy na granice razdela tverdoe telo – gaz. Sbornik dokladov vsesojuznogo soveshhaniya. Zvenigorod. Moscow. Nauka, Publ., 1984.
6. Lavrova O.V., Ivanov K.D., Niyazov S.-A.S., Ashadullin R.Sh., Legkikh A.Ju. Rol vnyeshney diffuzii pri okislenii konstruktsionnykh stalej v TZhMT [The role of external diffusion in the oxidation of structural steels in heavy liquid-metal coolants]. *VANT. Seriya: Yaderno-reaktornye konstanty*. 2014, no. 1, pp. 69-78. (in Russian).
7. Martynov P.N., Ashadullin R.Sh., Storozhenko A.N., Chernov M.E., Ulyanov V.V.,

- Shelemetiev V.M., Sadovnichiy R.P., Kuzin P.V. Osobennosti metrologicheskoy poverki datchikov aktivnosti kisloroda v zhidkometallicheskikh teplonositelyakh [Specific features of metrological calibration of oxygen activity sensors in liquid metal coolants]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika.* 2012, no 3, p. 68 (in Russian).
8. Tretiakov Ju. D. *Termodinamika ferritov.* [Thermal dynamics of ferrites]. Leningrad. Khimiya Publ., 1967. 305 p. (in Russian).
9. Uhlig H.H., Revie R.W. Corrosion and corrosion control. An Introduction to Corrosion Science and Engineering. Leningrad. Himiya. Publ., 1989. 455 p.
10. *Bolshaya Entsiklopediya Nefti i Gaza.* [Greater encyclopedia of oil and gas]. Available at: <http://www.ngpedia.ru/> (accessed 16 may 2016) (in Russian).
11. *Termodinamika vosstanovleniya oksidov zheleza* [Thermodynamics reduction of iron oxides]. Available at: <http://helpiks.org/3-93906.html> (accessed 16 june 2016) (in Russian).
12. Glushko V.P. *Termodinamicheskie konstanty individualnykh veshhestv. Spravochnik.* [Thermal dynamic constants of separate substances]. Vol. I-IV. Moscow. Nauka. Publ., 1978-1982. 4000 p. (in Russian).
13. Facility for the analysis of chemical thermodynamics. Available at: <http://www.crct.polymtl.ca/fact/> (accessed 16 June 2016).
14. Arkharov V.I., Blankova N.B. O strukturnykh kharakteristikakh okaliny, ispol'zuemyh pri issledovanii mehanizma reakciionnoj diffuzii. [On the structural characteristic of hammer scales used during studies of reaction diffusion mechanism]. *Fizika metallov i metallovedenie.* 1960, v. 9, no. 6, pp. 878-887 (in Russian).

Authors

Lavrova Olga Vladimirovna, Senior Researcher, IPPE,
E-mail: alegkikh@ippe.ru.

Legkikh Aleksandr Yurievich, Senior Researcher, IPPE, Cand. Sci. (Engineering)
e-mail: alegkikh@ippe.ru.

Storozhenko Aleksey Nikolaevich, Head of Laboratory, IPPE, Cand. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: anstor@ippe.ru.

ОСОБЕННОСТИ ТЕХНОЛОГИИ ОЧИСТКИ ОТ ПРИМЕСЕЙ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В БЫСТРОМ РЕАКТОРЕ ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА ВОДОРОДА И ДРУГИХ ИННОВАЦИОННЫХ ПРИМЕНЕНИЙ

Ф.А. Козлов*, С.Г. Калякин*, А.П. Сорокин*, В.В. Алексеев*,

А.А. Труфанов*, М.А. Коновалов, Е.А. Орлова***

*АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского»

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

** НИЯУ «МИФИ»

115409, г. Москва, Каширское шоссе, 31



Рассмотрены вопросы технологии очистки от примесей высокотемпературного натрия, используемого в качестве теплоносителя в высокотемпературном быстром реакторе (БН-ВТ) 600 МВт (тепл.), предназначенному для производства водорода и других инновационных применений. Анализируется поведение примесей в контурах БН-ВТ, связанное с интенсификацией процессов тепломассопереноса при высокой температуре, при различных режимах его эксплуатации. Особое внимание уделено очистке натрия в БН-ВТ от водорода, трития и продуктов коррозии. Показано, что очистка натрия от трития до концентраций, обеспечивающих в производимом водороде его предельно допустимую концентрацию, предъявляет более жесткие требования к системе очистки от водорода. Интенсивность поступления продуктов коррозии (ПК) в натрий определяется скоростью коррозии конструкционных материалов. Выполненные расчеты показали, что для первого контура БН-ВТ количество продуктов коррозии, образующихся при концентрации кислорода в натрии 1 млн^{-1} , превышает 900 кг/год, если оболочки твэлов изготовлены из стали ЭП-912-ВД, и 464 кг/год при оболочках из молибденового сплава. Для второго контура количество продуктов коррозии составляет 263 кг/год на каждую петлю. С учетом высокотемпературных опытов, в которых показана высокая эффективность удержания взвесей продуктов коррозии на фильтрах, установленных в низкотемпературной зоне, предложено охлаждать натрий до необходимой температуры с одновременным удержанием продуктов коррозии на поверхностях массообмена, включая фильтры. Показано, что при использовании 30% мощности для производства водорода с эффективностью 50% БН-ВТ мог бы производить около $0,6 \cdot 10^6 \text{ м}^3$ водорода в сутки, что достаточно для современного крупного предприятия, перерабатывающего сырью нефть среднего качества, и реализации других технологий.

© Ф.А. Козлов, С.Г. Калякин, А.П. Сорокин, В.В. Алексеев,
А.А. Труфанов, М.А. Коновалов, Е.А. Орлова, 2016

Ключевые слова: быстрый реактор, интегральная компоновка, трехконтурная схема, высокотемпературный натрий, примеси, водород, тритий, продукты коррозии, система очистки, безопасность, сталь.

ВВЕДЕНИЕ

Концептуальные исследования по выбору облика энергетического высокотемпературного быстрого натриевого реактора (БН-ВТ) для создания крупномасштабной атомно-водородной энергетики показали, что создание такого реактора является реальной технической задачей [1]. На первый план выходит решение вопросов технологического характера, связанных с высоким уровнем температуры в реакторной установке и большими концентрациями водорода на длительные ресурсы: создание технологии натриевого теплоносителя при высоких температурах и концентрациях водорода на длительные ресурсы, обеспечение коррозионной стойкости жаропрочных радиационно стойких высокотемпературных конструкционных материалов при содержании кислорода в натриевом теплоносителе на уровне 0,1 ППМ. Конкретные оценки выполнены для реактора БН-ВТ 600 МВт (тепл.). Рассмотрены вопросы технологии очистки высокотемпературного натрия от примесей, особое внимание уделено проблеме очистки натрия от водорода и трития, а также продуктов коррозии в первом контуре высокотемпературной реакторной установки (РУ), интенсивность источников которых в высокотемпературной РУ для производства водорода возрастает на порядки.

ПОВЕДЕНИЕ ПРИМЕСЕЙ В КОНТУРАХ БН-ВТ ПРИ РАЗЛИЧНЫХ РЕЖИМАХ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Теплосъем с использованием в реакторной установке теплоносителя сопровождается его взаимодействием с присутствующими в жидкокометаллической системе примесями и негативным их воздействием на конструкционные материалы. Направление этих процессов определяется разностью химических потенциалов [2].

Для реальной неизотермической системы ($dT/dx \neq 0$) для химического потенциала справедливо соотношение

$$\frac{\partial \mu}{\partial x} = \frac{dT}{dx} \left[\left(\frac{d\mu_0(T)}{dT} + R \ln \left(\frac{C}{C_{\text{нac}}} \right) \right) \cdot \frac{1}{dC/dx} + RT \frac{C_1}{C_{\text{нac}}} \left(C_{\text{нac}} - C \frac{dC_{\text{нac}}/dx}{dC/dx} \right) \right] \frac{dC}{dx} = B \frac{dC}{dx}, \quad (1)$$

если для реальной системы

$$j = -\alpha \cdot d\mu/dx = -\alpha B \mu \cdot dC/dx = -D \cdot dC/dx. \quad (2)$$

Из (1), (2) видно, что перенос компонентов в неизотермической неподвижной системе помимо коэффициента α , характеризующего диффузионные свойства среды, зависит от многих факторов, среди которых растворимость примесей, зависимость химического потенциала от температуры (физико-химические характеристики системы) и градиент температуры, играющих основную роль. При движении жидкости гидродинамические характеристики также будут вносить свой вклад в процессы массопереноса.

С использованием зависимости констант, характеризующих процессы тепломассопереноса от температуры (формула Аррениуса),

$$k = k_0 \exp\{-E/(RT)\}, \quad (3)$$

(k – константа, характеризующая процесс; k_0 – постоянный множитель; E – энергия активации; R – универсальная газовая постоянная ($R = 8,31 \text{ Дж}/(\text{моль}\cdot\text{К})$); T – абсолют-

ная температура, К) видно, что при рассмотрении конкретных процессов жидкотемпературной системы, например, диффузия, проницаемость, растворимость, скорость абсорбции, равновесные давления газов, при переходе к высоким температурам их значение будет возрастать.

Возрастание константы для конкретного из перечисленных выше процессов определяется его энергией активации и ростом температуры. Но $T_2/T_1 \leq 2$, а энергия активации изменяется от сотен до десятков тысяч Дж/(моль·К), и для такой характеристики, как равновесное давление водорода над натрием она практически не зависит от температуры. Наибольшие значения характерны для процессов диффузии, проницаемости в твердых телах и для кинетики скорости процессов абсорбции газов. Для растворимости примесей энергия активации на порядок и более ниже, чем энергия активации для диффузионных процессов. Следует заметить, что для одного и того же процесса энергии активации для различных материалов могут отличаться в несколько раз, в некоторых случаях на порядок.

Качественный анализ поведения примесей в жидкотемпературных системах БН-ВТ в различных режимах эксплуатации показывает, что очистка теплоносителя от примесей в режимах приема натрия из транспортных емкостей, пусконаладочных работ (ПНР) и стояночных может производиться в холодных ловушках (ХЛ). В режимах приема натрия из транспортных емкостей и ПНР могут быть использованы обычные схемы подключения ХЛ. В стояночных режимах, если они реализуются после режимов выхода на номинальные параметры и эксплуатации на номинальных параметрах, следует учитывать неизбежное появление радиоактивности в теплоносителе.

В высокотемпературных системах при концентрациях углерода в десятки млн. см^{-3} его термодинамическая активность из-за высокой растворимости в натрии по сравнению с ЯЭУ типа БН-600 возрастает на порядки. Поэтому во избежание науглероживания конструкционных материалов может потребоваться очистка от углерода горячей ловушкой перед выходом на номинальные параметры.

Очистка в режимах эксплуатации на номинальных параметрах и стояночных требовала специального анализа, так как интенсивность источников водорода, трития, продуктов коррозии возрастает на порядки.

ОЧИСТКА НАТРИЯ ОТ ВОДОРОДА И ТРИТИЯ В ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКЕ

Особенность поведения водорода, трития и цезия и очистки от них рассмотрена в [3, 4], поэтому остановимся лишь на основных результатах, полученных для БН-ВТ мощностью 600 МВт.

При возрастании потоков водорода из третьего контура во второй на два – три порядка по сравнению с источниками водорода на АЭС с БН-600 создание компактных систем очистки (СО) с необходимой производительностью возможно при концентрациях водорода десятки миллионов в минус первой степени, так как производительность СОР в первом приближении пропорциональна концентрации водорода в натрии. При этом очистку натрия от водорода и трития следует производить не холодной ловушкой (ХЛ), а вакуумированием их через мембранные из ванадия или ниобия. Сочетание этих двух факторов позволит создать компактные высокоэффективные системы очистки натрия от водорода.

Очистка натрия от трития до концентраций, обеспечивающих в производимом водороде его предельно допустимую концентрацию (ПДК) 3,6 БК/л, предъявляет более жесткие требования к системе очистки от водорода – ее производительность (коэффициент проницаемости, а следовательно, и габариты) необходимо увеличить. При выпол-

нении этих условий для ЯЭУ БН-ВТ основная масса трития, 98%, будет аккумулироваться в компактных системах очистки (СО) натрия второго контура, 0,6% ($\sim 4 \cdot 10^4$ Бк/с) поступит в окружающую среду, а 1,3% – в производимый продукт. При выбросе в компактных СО $\sim 4 \cdot 10^4$ Бк/с требования обеспечения нормальной экологической обстановки, изложенные в [5], могут быть легко удовлетворены использованием методов, широко применяемых сегодня в атомной промышленности.

Поскольку значительная масса трития аккумулируется в компактных СО, при масштабном использовании таких ЯЭУ вопрос о дальнейшей судьбе водорода требует специального рассмотрения.

ПОВЕДЕНИЕ ПРОДУКТОВ КОРРОЗИИ В УСТАНОВКАХ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Продукты коррозии при эксплуатации установок постоянно поступают в натрий. Многочисленные исследования коррозии конструкционных материалов приведены в монографиях [6, 7]. Исследования в этой области продолжаются в последние 20 лет (например, [8 – 11]).

Очевидно, что интенсивность поступления продуктов коррозии (ПК) в натрий определяется скоростью коррозии конструкционных материалов. При расчете интенсивности источников ПК для первого и второго контуров БН-ВТ использовали уравнение [12]

$$J_{\text{вх}} = J_0 \cdot C_0^m \cdot f \cdot \exp(-B/T), \quad (4)$$

где J_0 – предэкспоненциальный множитель, кг/м²·с; C_0^m – концентрация кислорода в теплоносителе, млн⁻¹; $f = (w/w_k)^{0,33}$ при скорости потока $w \leq w_k$ и $f = 1$ при $w > w_k$, w_k – предельная скорость теплоносителя, м/с; T – температура, К; $m = 1,2$, $B = 12900$ К – параметры.

При расчете для стали ЭП-912-ВД принималось $J_0 = 7,5 \cdot 10^{-4}$ кг/м²·с, $C_0 = 1$ млн⁻¹, максимальная температура оболочки твэла – 1025°C и учитывалось распределение температур по длине активной зоны промежуточного теплообменника. Результаты оценки интенсивности источников ПК в контурах БН-ВТ приведены в табл. 1.

Таблица 1
**Интенсивность поступления ПК в натрий первого и второго контуров БН-ВТ
при работе на номинальных параметрах, кг/год**

Первый контур		Второй контур ^{*)}		
Гомогенная система	Гетерогенная система	Гомогенная система		
Все оборудование – ЭП-912-ВД	Твэл – Молибден (Сплавы)	ПТО – ЭП-912-ВД	ПТО – ЭП-912-ВД	ТРУБОПРОВОД – ЭП-912-ВД
900	Пренебрежимо мало	464	662	914

^{*)}На шесть петель второго контура в натрий каждой петли поступает 263 кг/год ПК

Следует заметить, что в неизотермической системе скорость коррозии в высокотемпературной зоне должна зависеть от разности температур в горячей и холодной зонах контура: с ее уменьшением в высокотемпературной зоне она должна уменьшаться. В уравнении (4) этот эффект не учитывается, поэтому можно утверждать, что приведенные в таблице результаты дают завышенную оценку. В результате оценок, проведенных нами, принято, что количество ПК, поступающих в натрий, уменьшается в шесть раз.

ОБОСНОВАНИЕ СИСТЕМЫ ОЧИСТКИ НАТРИЯ ОТ ПРОДУКТОВ КОРРОЗИИ

Возможные конструкторские решения системы очистки от продуктов коррозии (СОПК). Известно, что эффективность ХЛ при очистке натрия современных АЭС от ПК низкая. Однако специальными опытами было показано, что на сетчатом фильтре, установленном за теплообменником, в котором температура натрия понижалась с 750°C (при этой температуре натрий омывал источник примесей ПК) до 420°C, эффективно удерживаются ПК (рис. 1).



Рис. 1. Фильтр после эксперимента: общее количество отложений – 6,2 г, в том числе на дне фильтра – 5,2 г, на сетке фильтра – 1 г

Причем коэффициент удержания продуктов коррозии по оценкам близок к единице, а доля примесей, осевших на поверхности теплообменной трубы, ~ 3% от количества ПК, найденных в фильтре. Учитывая эти результаты, для разработки СОПК был выбран принцип работы ХЛ: натрий охлаждается до необходимой температуры с последующим удержанием взвесей продуктов коррозии на сетчатых фильтрах.

Будем считать, что СОПК, включенная в комбинированную систему очистки БН-ВТ, конструктивно выполняется из рекуперативного теплообменника (ТО), объединенного с сетчатым фильтром. Для исключения кристаллизации продуктов коррозии в низкотемпературной зоне необходимо, чтобы очистка СОПК обеспечивала концентрацию ПК в потоке $C_{\text{пот}} < C_{\text{пк}}^{\text{нac}} (T_{\min} - \Delta T)$. При дальнейших расчетах без оптимизации принято $\Delta T = 30^\circ\text{C}$.

Температурный режим СОПК. В таком устройстве натрий может охлаждаться до 110°C. При этом переход ПК в кристаллическую фазу максимален, но и снимаемая мощность максимальна. С уменьшением теплосъема в СОПК температура на выходе будет повышаться, количество кристаллизующихся в СОПК продуктов коррозии уменьшится, следовательно, уменьшится и производительность СОПК. Этот эффект можно рассчитать по уравнению

$$\beta = (C_{\text{пот}} - C_{\text{нac}}(T)) / (C_{\text{пот}} - C_{\text{нac}}(423 \text{ K})) . \quad (5)$$

При расчетах принято, что растворимость хрома в зависимости от температуры выражается уравнениями:

$$C_{\text{Cr}}^{\text{нac}} = 10^{5,8-5800/T}, \quad (6)$$

$$C_{\text{Cr}}^{\text{нac}} = 10^{9,35-9010/T}, \quad (7)$$

$$C_{\text{Cr}}^{\text{нac}} = \exp(16,2-20746/T) = 10^{7,04-9014/T}. \quad (8)$$

Результаты расчета приведены на рис. 2. Видно, что для $C_{\text{пот}}$ при 775°C (первый контур) более 95% продуктов коррозии должно переходить в кристаллическую fazу

при температуре на выходе из СОПК 575°C. Поэтому при понижении температуры до 100 – 150°C нецелесообразно снимаемая мощность увеличится более чем в три раза, а эффективность очистки возрастет максимум на 5%.

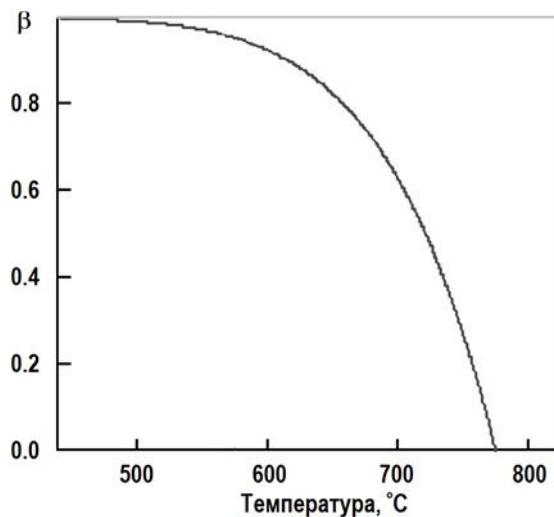


Рис. 2. Эффективность кристаллизации хрома в зависимости от температуры на выходе из СОПК первого контура БН-ВТ

С учетом необходимости включения СОПК в комбинированную СО эта температура была увеличена до 650°C.

Расход натрия через СОПК (Q_{CO}). Если принять, что в СОПК натрий охлаждается до T_{k}^{\min} , то поток ПК в нее (ее производительность) удовлетворяет соотношению

$$J_{\text{ПК}} < Q_{\text{CO}} [C_{\text{пот}}(T_{\text{k}}^{\min} - 30) - C'_{\text{CO}}(T_{\text{CO}}^{\min})] \beta. \quad (9)$$

Отсюда расход натрия через СОПК должен быть не менее

$$Q_{\text{CO}} \geq J_{\text{ПК}} / \{[C_{\text{пот}}(T_{\text{k}}^{\min} - 30) - C'_{\text{CO}}(T_{\text{CO}}^{\min})] \beta\}. \quad (10)$$

В расчетах принято, что интенсивность источников в первом и втором контурах равна: для первого контура 151 и 77 кг/год для гомогенной и гетерогенной систем соответственно и 44 кг/год на каждую петлю второго контура. Учитывая, что расчет производился по хрому, принимали, что $J_{\text{ПК}} = 5J_{\text{Cr}}$. Расчет выполнен для минимальной температуры СОПК 650°C и трех зависимостей растворимости хрома в натрии от температуры (6) – (8). Коэффициент удержания ПК в СОПК принят равным единице. Результаты приведены в табл. 2.

Таблица 2

Необходимый расход через СОПК первого ($C_{\text{пот}}^{\text{рас}} (1043 \text{ K})$) и второго ($C_{\text{пот}}^{\text{рас}} (1018 \text{ K})$) контуров

Растворимость хрома	Первый контур	Второй контур
$C_{\text{Cr}}^{\text{рас}} = 10^{5.8-5800/T} (6)^{*}$	2,5	1,1
$C_{\text{Cr}}^{\text{рас}} = 10^{9.35-9010/T} (7)$	0,7	0,36
$C_{\text{Cr}}^{\text{рас}} = 10^{7.04-9014/T} (8)$	150	77
*) формула (6) получена Е.В. Варсеевым по данным из литературных источников		

Наблюдается расхождение результатов, полученных с использованием данных по растворимости [13, 14] на два порядка. Следует отметить, что при использовании дан-

ных по так называемой «растворимости сталей» [15] расход через СОПК первого контура должен быть равен примерно 104 т/ч. Детальный анализ наших данных, полученных в высокотемпературных опытах, в частности, по коэффициенту удержания ПК на фильтре, говорит о том, что за основу следует принять результаты, полученные с использованием уравнения (6). Проведенные расчеты показывают, что при этом размеры основных компонентов СОПК (рекуперативный теплообменник, сетчатый фильтр) БН-ВТ будут приемлемыми.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основании полученных результатов по предложенной методике расчета массопереноса водорода и трития с учетом в натриевых контурах показано, что КПД такой системы ~ 40%, а объем производимого водорода равен $28 \text{ м}^3/\text{с}$ (при нормальных условиях). Реальная опасность от трития в готовом продукте возникает в случае сгорания водорода в атмосфере. При этом основная масса трития будет присутствовать в виде соединения НТО (водород-тритий-кислород). Поэтому при расчетах параметров системы очистки и рабочих концентраций водорода и трития в натрии второго контура, согласно НРБ-99/2009, было принято, что предельно допустимая концентрация трития в производимом водороде не должна превышать 3,26 Бк/л. Значения предельно допустимой концентрации трития в воздухе почти на три порядка выше – $2,44 \cdot 10^3 \text{ Бк/л}$. Очистка натрия от трития предъявляет дополнительные требования к системе очистки от водорода – коэффициент проницаемости системы очистки второго контура по тритию должен превышать 140 кг/с.

Для первого контура БН-ВТ количество продуктов коррозии, образующихся при концентрациях кислорода в натрии, равных 1 млн^{-1} , превышает 900 кг/год, когда оболочки твэлов изготовлены из стали ЭП-912-ВД, и 464 кг/год – из молибденового сплава; для второго контура это 263 кг/год на каждую петлю. С учетом результатов высокотемпературных опытов (температура 900 и 750°C), в которых показана высокая эффективность удержания взвесей ПК на фильтрах (коэффициент удержания близок к единице), установленных в низкотемпературной зоне, предложено охлаждать натрий до необходимой температуры с одновременным удержанием ПК на поверхностях массообмена, включая фильтры.

Реактор типа БН-ВТ с тепловой мощностью 600 МВт при использовании 30% мощности для производства водорода с эффективностью 50% мог бы производить около $0,6 \cdot 10^6 \text{ л}$ водорода в сутки, что достаточно для современного крупного предприятия, перерабатывающего сырую нефть среднего качества и других технологий.

Литература

1. Калякин С.Г., Козлов Ф.А., Сорокин А.П., Богословская Г.П., Иванов А.П., Коновалов М.А., Морозов А.В., Стогов В.Ю. Нейтронно-физические и теплофизические исследования в обоснование высокотемпературной ядерной энерготехнологии с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем для производства водорода // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – №3. – С. 104-115.
2. Левич В.Г. Физико-химическая гидродинамика. – М.: Физматгиз, 1959.
3. Kozlov F.A., Sorokin A.P., Alekseev V.V. The High_Temperature Sodium Coolant Technology in Nuclear Power Installations for Hydrogen Power Engineering // Thermal Engineering. – 2014. – Vol. 61. – No. 5. – PP. 348-356.
4. Козлов Ф.А., Коновалов М.А., Сорокин А.П., Алексеев В.В. Особенности массопереноса трития в высокотемпературной ЯЭУ с натриевым теплоносителем для производства водорода / Сборник тезисов докладов конференции «Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах (Теплофизика-2013)», г. Обнинск, 30 октября – 1 ноября 2013 г. – Обнинск: ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», 2013. – С. 197-198.
5. Беловодский Л.Ф., Гаевой В.К., Гришмановский В.И. Тритий. – М.: Энергоатомиздат, 1985.

6. Невзоров Б.А., Зотов В.В., Иванов В.А., Старков О.В., Краев Н.Д., Умняшкин Е.Б., Соловьев В.А. Коррозия конструкционных материалов в жидкых щелочных металлах. – М.: Атомиздат, 1977.
7. Бескоровайный Н.М., Иолтуховский А.Г. Конструкционные материалы и жидкокометаллические теплоносители. – М.: Энергоатомиздат, 1983.
8. Краев Н.Д. Коррозия и массоперенос конструкционных материалов в натриевом и натрий-калиевом теплоносителях // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1999. – №3. – С. 40-48.
9. Zhang J., Marcille T.F., Kapernick R. Theoretical Analysis of Corrosion by Liquid Sodium and Sodium-Potassium Alloys // Corrosion. – 2008. – Vol. 64. – No. 7. – PP. 563-573.
10. Алексеев В.В., Козлов Ф.А., Загорулько Ю.И. Исследование массопереноса никеля и хрома в неизотермическом участке циркуляционного натриевого контура: Препринт ФЭИ-2666. – Обнинск: ФЭИ, 1997.
11. Thorley A.W. Mass Transfer Behavior of SS in Flowing Sodium Environment at Different Oxygen Levels / 4-th Int. Conf. on liquid metal engineering and technology. – Avignon, France, 1988.
12. Краев Н.Д., Умняшкин Е.Б., Старков О.В. Влияние физико-химических параметров на скорость массопереноса в жидких щелочных металлах. – Обзорная информация. ОБ-122. – Обнинск: ФЭИ, 1981.
13. Singer R.M., Fleitman A.H., Weeks J.A., Issaacs H.S. Corrosion by Liquid Metals. – Eds. J.E. Draley, J.R. Weeks. – New-York: Plemun Press, 1970.
14. Алексеев В.В. Массоперенос трития и продуктов коррозии конструкционных материалов в контурах с натриевым теплоносителем: Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2002.
15. Schad M. Zur Korrosion von Austenitischen Stählen in Natrium-Kreislauf. KFK 2582 – Als Dissertation genehmigt von der Fakultät für Maschinenbau. – Karlsruhe: KFK GMBH. – 1978. – P. 118. URL: <http://bibliothek.fzk.de/zb/kfk-berichte/KFK2582.pdf>.

Поступила в редакцию 18.08.2016 г.

Авторы

Козлов Федор Алексеевич, советник директора Отделения безопасности ядерно-энергетических установок, д-р техн. наук, профессор,
E-mail:kozlov@ippe.ru

Калякин Сергей Георгиевич, д-р техн. наук.

Сорокин Александр Павлович, заместитель директора Отделения безопасности ядерно-энергетических установок, доктор техн. наук
E-mail: sorokin@ippe.ru

Алексеев Виктор Васильевич, главный научный сотрудник, Отделение безопасности ядерно-энергетических установок, д-р техн. наук
E-mail: alexeev@ippe.ru

Труфанов Александр Анатольевич, заместитель генерального директора, директор Отделения безопасности ядерно-энергетических установок
тел.: (484) 399-83-63, e-mail: tral@ippe.ru

Коновалов Михаил Александрович, аспирант НИЯУ «МИФИ»
E-mail: kozlov@ippe.ru

Орлова Екатерина Андреевна, ведущий научный сотрудник Отделения безопасности ядерно-энергетических установок, канд. техн. наук
E-mail: eorlova@ippe.ru

FEATURES OF TECHNOLOGY OF PURIFICATION FROM IMPURITIES OF HIGH-TEMPERATURE SODIUM COOLANT IN A FAST REACTOR FOR HYDROGEN PRODUCTION AND OTHER INNOVATIVE APPLICATIONS

Kozlov F.A.*, Kalyakin S.G.*, Sorokin A.P.*, Alekseev V.V.*, Trufanov A.A.*,
Konovalov M.A.**, Orlova E.A.*

*JSC «State Scientific Centre of the Russian Federation – Institute for
Physics and Power Engineering»

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

** NRNU «MEPhI»,

31 Kashirskoe shosse, Moscow, 115409 Russia

ABSTRACT

When creating large-scale atomic-hydrogen energy the most important becomes the decision of questions of questions of technological character, associated with high temperature level in the reactor facility (900°C) and large concentrations of hydrogen on long-lasting resources available: the establishment of technology of sodium coolant at high temperatures and concentration range of hydrogen for a long resources, provide corrosion resistance high-temperature radiation-resistant high-temperature structural materials in the oxygen content in the sodium coolant at the level of 0.1 PPM. The paper considers the issues of technology of purification from impurities high temperature of sodium used as a coolant in high-temperature fast reactor (BN-HT) 600 MW (th), earmarked for the production of hydrogen and other innovative applications. Examines the behavior of impurities in the circuits of BN-HT associated with the intensification of the processes of heat and mass transfer at high temperature (regularity of Arrhenius), with different regimes of operation. Special attention is paid to the purification of sodium in the BN-HT of hydrogen and tritium and corrosion products. Cleaning of sodium from the hydrogen and tritium with the use of vacuum distillation through the membrane of vanadium or niobium will allow you to create compact, highly efficient effective cleaning systems sodium from the hydrogen. It is shown that the clearance of sodium from tritium concentrations, which are produced by the hydrogen its maximum allowable concentration (3,6 Bq/l according to NRB-99/2009), imposes more stringent requirements for the purification system from the hydrogen permeability coefficient of the cleaning system of the second contour from tritium to exceed 140 kg/s. When performing these conditions for BN-HT foundations of probability mass of tritium, 98%, will be accumulated in a compact purification system sodium loop of the second contour, 0,6% ($\sim 4 \cdot 10^4$ Bq/s) will be released to the environment, and 1.3% – in the produced product (hydrogen). Intensity of inflow of corrosion products (PC) in the sodium determination is the rate of corrosion of structural materials in high temperature sodium flows a significant amount of corrosion products. The calculations showed that for the first circuit of BN-HT quantity of corrosion products generated in the oxygen concentration in sodium of 1 million^{-1} , more than 900 kg/year, if shell fuel rods made of steel EP-912-VD, and 464 kg/year, with shells made of molybdenum alloy. For the second circuit, the quantity of corrosion products is 263 kg/year for each loop. Given the high temperature experiments which illustrate the high effectiveness of the holding of suspensions of corrosion products on the filters in the low-temperature area proposed to cool the sodium to the required temperature with simultaneous retaining of corrosion products on the surfaces of the mass transfer, including filters. It is shown that at use 30% of capacity for the production of

hydrogen with 50% efficiency of BN-HT could produce about $0.6 \cdot 10^6 \text{ m}^3$ of hydrogen per day, enough for a big modern, the refinery crude oil of average quality, and the implementation of other technologies.

Keywords: fast reactor, integral arrangement, a three-loop diagram, high temperature, sodium, impurities, hydrogen, tritium, corrosion products, system cleaning, security, steel.

REFERENCES

1. Kalyakin S.G., Kozlov F.A., Sorokin A.P., Bogoslovskaya G.P., Ivanov A.P., Konovalov M.A., Morozov A.V., Stogov V.Yu. Issledovaniye v obosnovanie visokotemperaturnoi jadernoi energotekhnologii s reaktorom na bistrix neutronax s natrievim teplonositelem dlja proizvodstva vodoroda [Investigations in a substantiation of high temperature nuclear energy technology with fast neutron reactor cooled by sodium for hydrogen production]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 2016, no. 3, pp. 104–115 (in Russian).
2. Levich V.G. Fiziko-himicheskaja gidrodinamika [Physical and chemical hydrodynamics]. Moscow. Fizmatgiz Publ., 1959 (in Russian).
3. Kozlov F.A., Sorokin A.P., Alekseev V.V. The High Temperature Sodium Coolant Technology in Nuclear Power Installations for Hydrogen Power Engineering. *Thermal Engineering*, 2014, v. 61, no. 5, pp. 348–356.
4. Kozlov F.A., Konovalov M.A., Sorokin A.P., Alexeev V.V. Osobennosti massoperenosu tritiya v vysokotemperaturnoj YaEU s natrievym teplonositelem dlya proizvodstva vodoroda. Sbornik tezisov dokladov konferentsii «Teplofizika reaktorov na bystryh nejtronah (Teplofizika-2013)» [Features of tritium mass transfer in high-temperature NPP with the sodium coolant for hydrogen production]. Proceedings of conference «Thermal physics of fast reactors (Thermal physics-2013)», Obninsk, October, 30th – November, 1st, 2013. Obninsk. SSCRF-IPPE Publ., 2013, pp. 197–198 (in Russian).
5. Belovodskij L.F., Gaevoj V.K. Grishmanovskij V.I. Tritij [Tritium]. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1985 (in Russian).
6. Nevezorov B.A., Zotov V.V., Ivanov V.A., Starkov O.V., Kraev N.D., Umnjashkin E.B., Solovjev V.A. Korroziya konstrukcionnyh materialov v zhidkih schelochnyh metallah [Corrosion of structural materials in liquid alkali metals]. Moscow. Atomizdat Publ., 1977 (in Russian).
7. Beskorovajnyj N.M., Ioltuhovskij A.G. Konstrukcionnye materialy i zhidkometallicheskie teplonositeli [Structural material and liquid metal coolants]. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1983 (in Russian).
8. Kraev N.D. Korroziya i massoperenos konstrukcionnyh materialov v natrievom i natrij-kalievom teplonositelyah [Corrosion and mass transfer of structural materials in the sodium and sodium-potassium coolants]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 1999, no. 3, pp. 40–48 (in Russian).
9. Zhang J., Marcille T.F., Kapernick R. Theoretical Analysis of Corrosion by Liquid Sodium and Sodium-Potassium Alloys. *Corrosion*. 2008, v. 64, no. 7, pp. 563–573.
10. Alekseev V.V., Kozlov F.A., Zagorko Yu.I. Issledovaniye massoperenosu nikelya i hromav neizotermicheskem uchastke tsirkulyacionskogo natrievogo kontura [Research mass transfer of nickel and chromium in not isothermal section of a circulating sodium contour]: Preprint IPPE-2666. Obninsk. IPPE Publ., 1997 (in Russian).
11. Thorley A.W. Mass Transfer Behavior of SS in Flowing Sodium Environment at Different Oxygen Levels. 4-th Int. Conf. on liquid metal engineering and technology. Avignon, France, 1988.
12. Kraev N.D., Umnjashkin E.B., Starkov O.V. Vliyanie fiziko-himicheskikh parametrov na skorost' massoperenosu v zhidkih schelochnyh metallah [Influence of physical and chemical parameters on mass transfer velocity in liquid alkali metals]. Review information. OB-122. Obninsk. IPPE Publ., 1981 (in Russian).
13. Singer R.M., Fleitman A.H., Weeks J.A., Isaacs H.S. Corrosion by Liquid Metals. Eds. J.E. Draley, J.R. Weeks. New-York: Plemun Press, 1970.
14. Alekseev V.V. Massoperenos i tritiya produktov korrozii konstrukcionnyh materialov v konturah s natrievym teplonositelem: Dissertation na soiskanie uchyonoj stepeni doktora tehnicheskikh nauk [Mass transfer tritium and corrosion products of structural materials in contours with the sodium coolant. The dissertation on competition of a scientific degree of a

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Dr. Sci. (Engineering). Obninsk. SSC RF-IPPE Publ., 2002 (in Russian).

15. Schad M. Zur Korrosion von Austenitischen Stählen in Natrium-Kreislauf. KfK 2582.
Als Dissertation genehmigt von der Fakultät für Maschinenbau. Karlsruhe. KFK GMBH.
1978, 118 p. Available at: <http://bibliothek.fzk.de/zb/kfk-berichte/KFK2582.pdf>.

Authors

Kozlov Fedor Alekseevich, Advisor Director of Department, Professor,
Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: kozlov@ippe.ru

Kalyakin Sergey Georgievich, Dr. Sci. (Engineering)

Sorokin Aleksandr Pavlovich, Deputy Director of Department, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: sorokin@ippe.ru

Alekseev Victor Vasilievich, Main Researcher, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: alexeev@ippe.ru

Trufanov Aleksandr Anatolievich, Deputy Director General, Director of Department
E-mail: tral@ippe.ru

Konovalov Mikhail Aleksandrovich, PhD Student
E-mail: kozlov@ippe.ru

Orlova Ekaterina Andreevna, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: eorlova@ippe.ru

ОПТИМИЗАЦИЯ РАЗМНОЖАЮЩИХ СВОЙСТВ НЕЙТРОНОПРОИЗВОДЯЩЕЙ МИШЕНИ ЭЯУ

Т.А. Фролова

Институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1



Одним из основных компонентов электроядерных установок (ЭЯУ) является нейtronопроизводящая мишень, обеспечивающая установку нейтронами. Нейтроны образуются за счет реакции глубокого расщепления тяжелых ядер и последующего их размножения в каскадном процессе взаимодействия вторичных высокозергетических частиц с ядрами мишени, подкритической активной зоны и бланкета. В среднем на один протон с энергией 1 ГэВ при реакции глубокого расщепления в мишени, содержащей ядра тяжелых элементов (например, Hg, Ta, W, U), возникает от 20-ти (на Hg и Pb) до 50-ти (на U) нейтронов.

В последние годы успешно разрабатываются жидкокометаллические свинцово-висмутовые мишени. В работе показано, что для материала мишени существует оптимальный размер, который при заданном значении энергии налетающих частиц приводит к выходу максимального числа нейтронов «spallation». Представлены результаты расчетов энергетического спектра нейтронов, образующихся в реакциях взаимодействия протонов с тяжелыми мишениями для энергетического диапазона первичных протонов от 0,8 до 1,4 ГэВ.

Анализ изменения скорости генерации нейтронов для цилиндрической мишени диаметром 10 см и длиной от 1 до 120 см при энергиях налетающего протона от 0,8 до 1,4 ГэВ позволил рассчитать оптимальные размеры мишени из тяжелых ядер для проектируемых ЭЯУ. Проведена оптимизация размеров нейtronопроизводящих мишеней из натуральных изотопов ^{nat}Bi , ^{nat}Hg , ^{nat}Pb и ^{nat}W .

Ключевые слова: ЭЯУ, нейtronопроизводящая мишень, выход нейтронов, спектр нейтронов, MCNPX.

ВВЕДЕНИЕ

Глубокое расщепление ядер представляет собой сложный процесс, инициируемый, как правило, протонами или дейtronами с энергиями порядка гигаэлектронвольт. Реакция глубокого расщепления происходит в четыре стадии. На первой стадии, называемой внутриядерным каскадом, налетающая частица взаимодействует с нуклонами ядра мишени. Это приводит к испусканию вторичных частиц очень высоких энергий (нейтронов, протонов, пионов) и к образованию высоковозбужденного остаточного ядра. Испущенные быстрые легкие частицы продолжают порождать цепные внутриядерные каскады, которые затухают по мере потери энергии. В то же время высоковозбужден-

ное остаточное ядро проходит через промежуточную стадию с испусканием протонов, нейтронов, дейtronов или альфа-частиц. Затем происходит либо «испарение» ядра, либо распад. Окончательное девозбуждение ядра происходит с испусканием позитронов и гамма-квантов.

В среднем на один протон с энергией 1 ГэВ при реакции глубокого расщепления в мишени, содержащей ядра тяжелых элементов (например, Hg, Ta, W, U), возникает от 20-ти (на Hg и Pb) до 50-ти (на U) нейтронов. При этом в объеме мишени выделяется около 30 МэВ энергии на каждый «полезный» нейтрон. Доля энергии, переходящая в тепло и нагревающая мишень, составляет примерно 60%, остаток энергии уносится из объема мишени нейтронами. Спектр испускаемых нейтронов очень широк и при средней энергии испарительных нейтронов ~ 2 МэВ простирается вплоть до одного гигаэлектронвольта.

В качестве материалов для мишеней рассматриваются тяжелые элементы, такие как свинец, висмут, ртуть, tantal, вольфрам. На ранних этапах развития технологии мишеней предпочтение отдавалось твердым мишеням, однако, как показали исследования, они быстро изнашиваются и требуют частой замены, в связи с чем в последние годы успешно разрабатываются жидкокометаллические свинцово-висмутовые мишени. Главная проблема, связанная с использование жидких металлов в мишени, – это повышенные требования к износостойкости от коррозии к материалам жидкокометаллического контура. Несмотря на все трудности технология мишеней для производства нейтронов активно развивается в ряде стран. Существуют опытные образцы мишеней для ЭЯУ, удовлетворяющие предъявляемым к ним требованиям по производству необходимого количества нейтронов [1 – 3].

РАСЧЕТНАЯ ПРОГРАММА MCNPX 26C

Одна из основных величин, представляющей интерес в большинстве приложений нейтронопroducing мишени, – это количество нейтронов, произведенных пучком падающих частиц на мишень «п/р» [4, 5]. С помощью программного комплекса MCNPX 26C были выполнены расчеты спектров нейтронов при взаимодействии протонов в энергетическом диапазоне от 0,8 до 1,4 ГэВ с мишенью из тяжелого металла. Данная программа позволяет рассчитывать транспорт 34-х типов частиц при энергиях до нескольких гигаэлектронвольт, используя стандартные библиотеки оцененных ядерных данных для протонов, нейтронов и гамма-квантов, а также содержит модели ядерных реакций, позволяющие рассчитывать данные при энергиях выше 150 МэВ. Программа MCNPX 26C [6 – 9], используемая в работе для расчета активационных данных при описании взаимодействий при высоких энергиях, включает в себя следующие физические модели: внутриядерного каскада – Bertini [10 – 12], ISABEL [13], INCL4 [14, 15]; испарительную и испарительно-делительную – Dresner [16] и ABLA [17]. Предусмотрены произвольные комбинации этих моделей, включение предравновесной стадии, описываемой в рамках многоступенчатой предравновесной модели, учет фрагментации для легких ядер и деления для тяжелых ядер. Также включена CEM03.01 – каскадно-экзитонная модель [18]. При расчете выхода нейтронов использовалась модель ISABEL/MPM/Bertini [19, 20].

Использование библиотеки LA-150 [21], содержащей ядерные данные для 42-х нуклидов от водорода до висмута для реакций с нуклонами, мотивировано желанием повысить точность при расчетах в энергетическом диапазоне ниже 150 МэВ.

РАСЧЕТЫ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ

Рассчитывались энергетические спектры нейтронов, образующихся в реакциях взаимодействия протонов с «тяжелыми» мишенями. Получены данные для ^{nat}Pb - ^{nat}Bi - ^{nat}Hg - ^{nat}Ta - и ^{nat}W -мишней диаметром 10 см и длиной 60 см, когда протоны ударяются о цилиндрическую мишень параллельно ее оси.

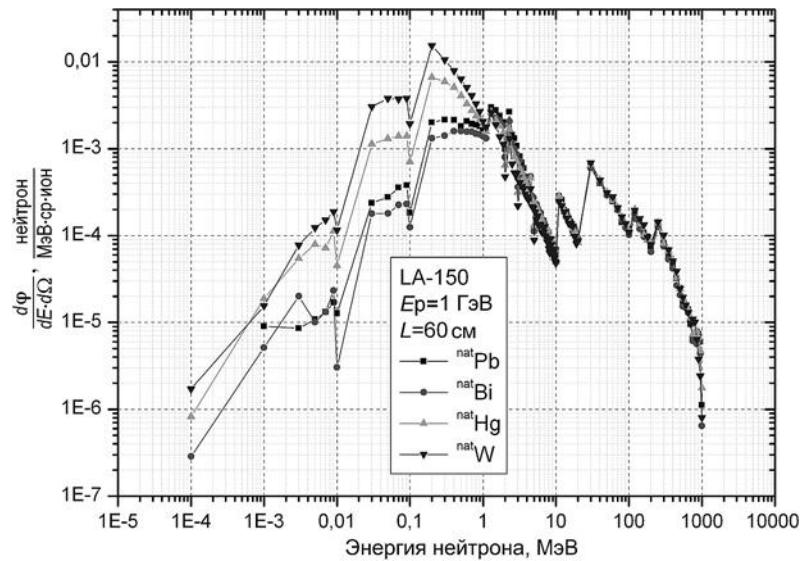


Рис. 1. Спектры нейтронов в реакциях $p + {}^{nat}\text{Pb}$, $p + {}^{nat}\text{W}$, $p + {}^{nat}\text{Bi}$, и $p + {}^{nat}\text{Hg}$

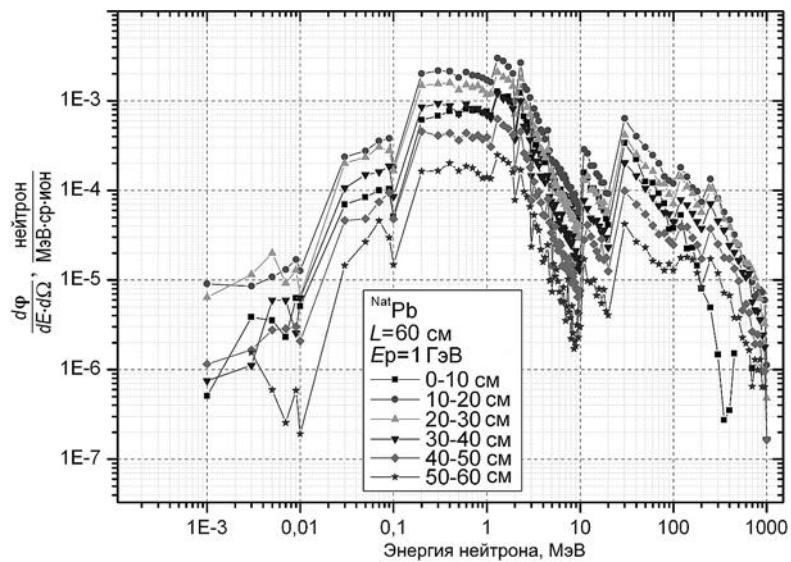


Рис. 2. Зависимость спектра нейтронов в реакциях $p + {}^{nat}\text{Pb}$ от расстояния точки входа пучка в мишень

На рисунке 1 представлена множественность частиц, рождающихся при неупругом столкновении протона с энергией 1 ГэВ с ядрами свинца, вольфрама, висмута и ртути (библиотека LA-150). Множественность частиц, рождающихся при взаимодействии с висмутом, практически совпадает с данными для свинца. Для ртути были получены результаты на 30% больше по сравнению со свинцом, для вольфрама – на 35%.

Цилиндрическая мишень была разделена на шесть зон. Для каждой зоны был построен график зависимости спектра нейтронов от расстояния точки входа пучка в мишень; видно, что выход нейтронов максимальен во второй зоне при $Z \approx 10 - 20 \text{ см}$ и быстро спадает при больших значениях Z (рис. 2).

Множественность частиц для ${}^{nat}\text{Pb}$ увеличивается при росте энергии налетающего протона (рис. 3). Для энергии протона 1,4 ГэВ были получены результаты на 35% больше, чем для энергии 0,8 ГэВ, на 24 % больше, чем для энергии 1 ГэВ и на 16% больше, чем для 1,2 ГэВ.

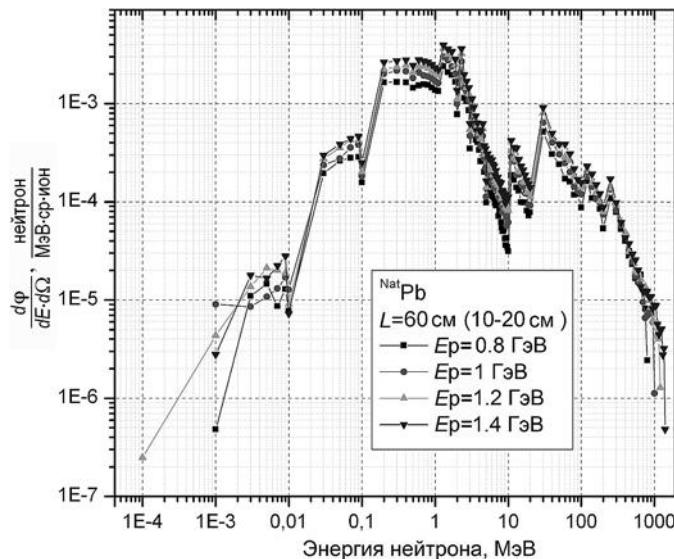


Рис. 3. Спектры нейтронов в реакциях $p + ^{nat}\text{Pb}$

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ОПТИМАЛЬНЫХ РАЗМЕРОВ МИШЕНИ

Для цилиндрических мишени из вольфрама, свинца и ртути радиусом 10 см, облученных протонами с энергиями от 0,8 до 1,4 ГэВ, были рассчитаны полный выход нейтронов, количество нейтронов, покинувших мишень и поглощенных мишенью. Вычисления проводились для различных длин мишени в диапазоне от 1 до 120 см. Графики расчетов представлены на рис. 4.

Те же расчеты были проделаны для различных радиусов мишени. Их графики показаны на рис. 5.

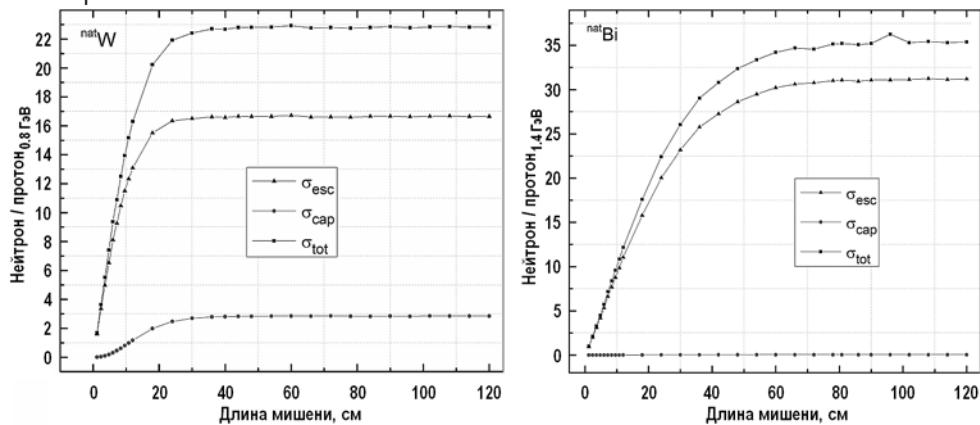
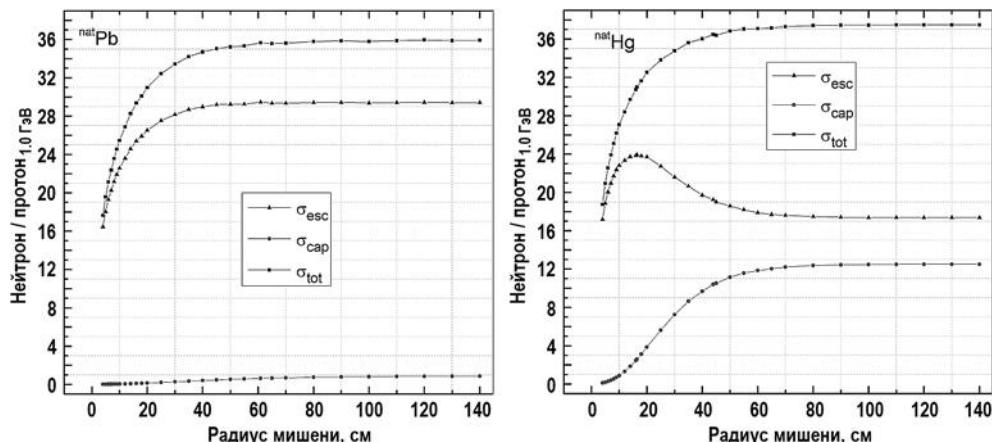


Рис. 4. Изменение скорости генерации нейтронов для цилиндрических мишени из ^{nat}W и ^{nat}Bi диаметром 10 см и длинами от 1 до 120 см

Как видно из графиков, полный нейтронный выход растет с увеличением радиуса мишени, постепенно приближаясь к пологому участку кривой при больших значениях радиуса R . Число нейтронов, покинувших мишень, растет с увеличением радиуса мишени и достигает максимума, после которого оно уменьшается с увеличением радиуса мишени. В случае свинцовой мишени такое уменьшение незначительно для радиуса мишени больше 160 см. Это является следствием очень маленького сечения поглощения нейронов в свинце. Число поглощенных нейронов растет с увеличением радиуса мишени. Скорость становится меньше при больших радиусах мишени, кривая поглощения выравнивается.

Рис. 5. Изменение скорости генерации нейтронов для ^{nat}Pb и ^{nat}Hg в мишениях различных радиусов

Выполнены оценки оптимальных размеров цилиндрической нейtronопроизводящей мишени из натурального свинца, висмута, вольфрама и ртути для налетающих протонов с энергиями от 0,8 до 1,4 ГэВ. Для различных диапазонов значений длины и радиуса мишени получены данные по количеству нейтронов, которые покинули мишень. Для определения оптимальных размеров мишени выбраны параметры с максимальными значениями нейтронов, покинувших мишень. Полученные данные представлены в табл. 1.

Таблица 1

Оптимальные размеры нейtronопроизводящей мишени

Мишень	Протоны 800 МэВ			Протоны 1 ГэВ			Протоны 1,4 ГэВ		
	R , см	L , см	Нейтроны, покинувшие мишень	R , см	L , см	Нейтроны, покинувшие мишень	R , см	L , см	Нейтроны, покинувшие мишень
^{nat}Pb	55	57.2	21.75	60.9	60	29.45	59.5	86.4	44.65
^{nat}W	10	44	16.65	9	44.1	22.14	10	57.2	32.23
^{nat}Hg	16.1	59.2	18.16	16.4	46.5	23.93	17.2	75	35.55
^{nat}Bi	54	47.3	20.97	69	57.9	29.17	65.6	80.8	44.62

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

- Для протонов с энергией от 0,8 до 1,4 ГэВ, взаимодействующих с мишенью из тяжелых ядер ^{nat}Hg , ^{nat}Bi , ^{nat}Pb , ^{nat}Ta и ^{nat}W , выполнены расчеты выхода нейтронов для всего энергетического диапазона.
- Проанализирован энергетический спектр нейтронов, образующихся в реакциях взаимодействия протонов с энергией 1 ГэВ с тяжелыми мишениями.
- Анализ изменения скорости генерации нейтронов для цилиндрических мишеней диаметром 10 см и длиной от 1 до 120 см при энергиях налетающих протонов от 0,8 до 1,4 ГэВ позволил рассчитать оптимальные размеры мишеней из тяжелых ядер для проектируемых ЭЯУ.

Литература

- Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles, OECD/NEA, № 4453, 2002.
- Accelerator and Spallation Target Technologies for ADS Applications, OECD/NEA, № 5421, 2005.
- Artisyuk V., Konobeyev A., Stankovskiy A. Analysis of spallation products effect on the ADS safety and adjacent fuel cycle, Proceedings PSI, ARIA 08. PP. 157-163.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

4. Abderrahim H. A., Galambos J., Gohara Y., Henderson S., Lawrencee G., McManamyd T., Muellerg A. C., Nagaitsevc S., Nolena J., Pitchere E., Rimmerf R., Sheffieldc R., Todosow M. Accelerator and Target Technology for Accelerator Driven Transmutation and Energy Production, FERMILAB-FN-0907-DI, LA-UR-10-06754, 2010.
5. Барашенков В.С. Ядерно-физические аспекты электроядерного метода. // Физика элементарных частиц и атомного ядра. 1978. Т. 9. Вып. 5.
6. Hendricks J.S., McKinney G.W., Durkee J.W., Finch J.P., Fensin M.L., James M.R., Johns R.C., Pelowitz D.B., Waters L.S. MCNPX Version 26C, LA-UR06-7991, 2006.
7. Hendricks J.S., McKinney G.W., Fensin M.L., James M. R., Johns R.C., Durkee J.W., Finch J.P., Pelowitz D.B., Waters L.S., Johnson M.W., dan Gallmeier F. X. MCNPX 2.6.0 Extensions, Report LA-UR-08-2216, Los Alamos National Laboratory, 2008.
8. MCNP4C - Monte Carlo N-Particle Transport Code System, Los Alamos National Laboratory, July 2000.
9. Hendricks J.S., McKinney G.W., Waters L.S., Roberts T.L., Egeldorf H.W., Finch J.P., Trellue H.R., Pitcher E.J., Mayo D.R., Swinhoe M.T., Tobin S.J., Durkee J.W., Gallmeier F.X., David J.-C. MCNPX EXTENSIONS Version 2.5.0, LANL Report LA-UR-05-2675, Los Alamos, 2005.
10. Gudima K.K., Ososkov G.A., Toneev V.D., Model for Pre-Equilibrium Decay of Excited Nuclei, // Soviet Journal of Nuclear Physics. – 1975. – Vol. 21. – P.138.
11. Bertini H.W., Low-Energy Intranuclear Cascade Calculation. // Physical Review. – 1963. – Vol. 131. – PP. 1801-1821.
12. Bertini H.W. Intranuclear Cascade Calculation of the Secondary Nucleon Spectra from Nucleon-Nucleus, Interactions in the Energy Range 340 to 2900 MeV and Comparison with Experiment. // Physical Review. – 1969. – Vol. 188. – PP. 1711 -1730.
13. Amelin N. Physics and Algorithms of the Hadronic Monte-Carlo Event Generators. Notes for a Developer, CERN/IT/ASD Report CERN/IT/99/6, Geneva, Switzerland and JINR/LHE, Dubna, Russia; Geant4 User's Documents, Physics Reference Manual, 1998.
14. Fong P. Statistical Theory of Nuclear Fission, Gordon and Breach Science Publishers, New York, 1969.
15. Chandler K.L., Armstrong T.W. Oak Ridge National Laboratory Report ORNL-TM-4744, 1972.
16. Dresner L. EVAP, A Fortran Program for Calculation the Evaporation of Various Particles from Excited Compound Nuclei, Oak Ridge National Laboratory, ORNL-TM-196, 1962.
17. Junghans A.R., de Jong M., Clerc H.-G., Ignatyuk A.V., Kudyaev G.A., Schmidt K.-H. Projectile-Fragment yields as a Probe for the Collective Enhancement in the Nuclear Level Density. // Nuclear Physics A. – 1998. – Vol. 629. – P. 635.
18. Mashnik S.G., Gudima K.K., Sierk A.J., Baznat M.I., Mokhov N.V. CEM03.01 User Manual, LANL Report LA-UR-05-7321, Los Alamos, 2005.
19. Natalenko A.A., Konobeyev A.Yu., Stankovskiy A.Yu., Mashnik S.G. High Energy Activation Data Library (HEAD-2009), Los Alamos National Laboratory Report, LA-UR-10-01397, 2010.
20. Коровин Ю.А., Наталенко А.А., Пильнов Г.Б., Конобеев А.Ю., Станковский А.Ю., Тихоненко А.В. Библиотека протонных активационных ядерных данных НЕРАД-2008. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – №3. – С. 97-105.
21. Chadwick M.B., Hughes H.G., Little R.C., Pitcher E.J., Young P.G. Physics Models and Nuclear Data Evaluations for Enhanced Monte Carlo Transport, LANL Report LA-UR-00-3601, Los Alamos National Laboratory, 2000.

Поступила в редакцию 01.04.2016 г.

Автор

Фролова Татьяна Александровна, аспирант

E-mail: frolova_ta@inbox.ru

OPTIMIZATION OF BREEDING PROPERTIES OF THE SPALLATION NEUTRON SOURCE TARGET FOR ADS

Frolova T.A.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI». 1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 240040 Russia

ABSTRACT

One of the main components of an ADS is the spallation target, providing power plant by neutrons. This neutron source provides primary neutrons that multiply in the surrounding subcritical core or in the blanket in which transmutation reactions proceed. These primary neutrons are produced by the spallation reactions when heavy target nuclei are bombarded by high-energy protons from the accelerator. On average, per proton with the energy of 1 GeV under the spallation reactions in target containing nuclei of heavy elements (for example, Hg, Ta, W, U,) arises from 20 (for Hg and Pb) to 50 (for U) neutrons. Heavy elements such as lead, bismuth, mercury, tantalum and tungsten are considered as suitable materials for the targets. In the last years successfully developed lead-bismuth eutectic target.

In this paper shown that for every target material and energy there is an optimal target size which results in the escape of a maximum number of spallation neutrons from the target. Represented the results of calculations of the energy spectrum of neutrons produced in the reactions of the interaction of protons with heavy targets for the energy range of primary protons from 0.8 to 1.4 GeV.

Analysis changes of the neutron generation rate for the cylindrical target of diameter 10 cm and length of 1 to 120 cm at incident proton energies from 0.8 to 1.4 GeV made possible to calculate the optimum size of the target of heavy nuclei, for designed ADS. Optimization sizes of spallation neutrons target from ^{nat}Bi , ^{nat}Hg , ^{nat}Pb and ^{nat}W were done.

Key words: ADS, spallation neutron source target, neutron yield, neutron spectrum, MCNPX.

REFERENCES

1. Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles, OECD/NEA, № 4453, 2002.
2. Accelerator and Spallation Target Technologies for ADS Applications, OECD/NEA, № 5421, 2005.
3. Artisyuk V., Konobeyev A., Stankovskiy A. Analysis of spallation products effect on the ADS safety and adjacent fuel cycle, Proceedings PSI, ARIA 08, p. 157-163.
4. Abderrahim H. A., Galambos J., Gohara Y., Henderson S., Lawrencee G., McManamy T., Muellerg A. C., Nagaitsev S., Nolena J., Pitchere E., Rimmerf R., Sheffielde R., Todosow M. Accelerator and Target Technology for Accelerator Driven Transmutation and Energy Production, FERMILAB-FN-0907-DI, LA-UR-10-06754, 2010.
5. Barashenkov V.S. Yaderno-fizicheskie aspekty elektroyadernogo metoda. *Fizika elementarnykh chastits i atomnogo yadra*, 1978, v. 9, iss. 5 (in Russian).
6. Hendricks J.S., McKinney G.W., Durkee J.W., Finch J.P., Fensin M.L., James M.R., Johns R.C., Pelowitz D.B., Waters L.S. MCNPX Version 26C, LA-UR06-7991, 2006.
7. Hendricks J.S., McKinney G.W., Fensin M.L., James M.R., Johns R.C., Durkee J.W., Finch J.P., Pelowitz D.B., Waters L.S., Johnson M.W., dan Gallmeier F.X. MCNPX 2.6.0 Extensions, Report LA-UR-08-2216, Los Alamos National Laboratory, April 11, 2008.
8. MCNP4C – Monte Carlo N-Particle Transport Code System, Los Alamos National Laboratory, July 2000.
9. Hendricks J.S., McKinney G.W., Waters L.S., Roberts T.L., Egeldorf H.W., Finch J.P., Trellue

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- H.R., Pitcher E.J., Mayo D.R., Swinhoe M.T., Tobin S.J., Durkee J.W., Gallmeier F.X., David J.-C. MCNPX EXTENSIONS Version 2.5.0, LANL Report LA-UR-05-2675, Los Alamos, 2005.
10. Gudima K.K., Ososkov G.A., Toneev V.D. Model for Pre-Equilibrium Decay of Excited Nuclei. *Soviet Journal of Nuclear Physics*, 1975, v. 21, p. 138.
11. Bertini H.W. Low-Energy Intranuclear Cascade Calculation. *Physical Review*, 1963, v. 131, pp. 1801–1821.
12. Bertini H.W. Intranuclear Cascade Calculation of the Secondary Nucleon Spectra from Nucleon-Nucleus, Interactions in the Energy Range 340 to 2900 MeV and Comparison with Experiment. *Physical Review*, 1969, v. 188, pp. 1711–1730.
13. Amelin N. Physics and Algorithms of the Hadronic Monte-Carlo Event Generators. Notes for a Developer, CERN/IT/ASD Report CERN/IT/99/6, Geneva, Switzerland and JINR/LHE, Dubna, Russia; Geant4 User's Documents, Physics Reference Manual, 1998.
14. Fong P. Statistical Theory of Nuclear Fission, Gordon and Breach Science Publishers, New York, 1969.
15. Chandler K.L., Armstrong T.W. Oak Ridge National Laboratory Report ORNL-TM-4744, 1972.
16. Dresner L. EVAP, A Fortran Program for Calculation the Evaporation of Various Particles from Excited Compound Nuclei, Oak Ridge National Laboratory, ORNL-TM-196, 1962.
17. Junghans A.R., de Jong M., Clerc H.-G., Ignatyuk A.V., Kudyaev G.A., Schmidt K.-H., Projectile-Fragment yields as a Probe for the Collective Enhancement in the Nuclear Level Density. *Nuclear Physics A*, 1998, v. 629, p. 635.
18. Mashnik S.G., Gudima K.K., Sierk A.J., Baznat M.I., Mokhov N.V. CEM03.01 User Manual, LANL Report LA-UR-05-7321, Los Alamos, 2005.
19. Natalenko A.A., Konobeyev A.Yu., Stankovskiy A.Yu., Mashnik S.G. High Energy Activation Data Library (HEAD-2009), Los Alamos National Laboratory Report, LA-UR-10-01397, 2010.
20. Korovin Yu.A., Natalenko A.A., Pil'nov G.B., Konobeyev A.Yu., Stankovskiy A.Yu., Tihonenko A.V. Biblioteka protonnyh aktivatsionnyh yadernyh dannyyh HEPAD-2008. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2009, no. 3, pp. 97–105 (in Russian).
21. Chadwick M.B., Hughes H.G., Little R.C., Pitcher E.J., Young P.G. Physics Models and Nuclear Data Evaluations for Enhanced Monte Carlo Transport, LANL Report LA-UR-00-3601, Los Alamos National Laboratory, 2000.

Author

Frolova Tatiana Aleksandrovna, PhD student
E-mail: frolova_ta@inbox.ru

РАЗРАБОТКА КОМПЛЕКСНОЙ МОДЕЛИ ИЯУ МБИР С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ СРЕДЫ ДИНАМИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ SIMINTECH И РАСЧЕТНОГО КОДА PRISET

И.А. Паршиков*, Ю.А. Долгов**, И.А. Ларионов**, А.М. Щекатуров*

* ООО «ЗВ Сервис». 127051, Россия, г. Москва, Трубная ул., 25 к.1

** АО «НИКИЭТ». 107140, Россия, г. Москва, М. Красносельская ул., 2/8



Анализ безопасности реакторной установки при ее проектировании требует применения не только расчетных кодов для анализа процессов разной природы, но и удобных средств разработки математических моделей технологических систем. Средства моделирования должны обеспечивать проведение многовариантных оптимизационных расчетов, позволяющих проектировщику и (или) конструктору проверять принимаемые проектные решения и уточнять конструкцию, состав и параметры работы технологических систем. Любое внесение изменений в проектно-конструкторскую документацию должно сопровождаться анализом их влияния не только на конкретную систему, но и на всю реакторную установку (РУ) в целом. Своевременную и необходимую расчетную проверку обеспечивает комплексная модель динамики.

Создана комплексная модель ИЯУ МБИР с жидкокометаллическим натриевым теплоносителем с помощью среды динамического моделирования SimInTech и одномерного связанных нейтронно-физического и теплогидравлического кода PRISET. Выполненная в виде инженерного инструмента модель представляет собой программную реализацию процессов различной природы в реакторной установке и содержит математические модели всех важных для безопасности технологических систем. Проведена модернизация среды динамического моделирования SimInTech и расчетного кода PRISET. Разработанный интерфейс пользователя совместно с моделью алгоритмов обеспечивает возможность выполнения комплексных расчетов в обоснование безопасности РУ. Проведенные тестовые расчеты с получением локальных и интегральных параметров в переходных процессах подтверждают работоспособность комплексной модели ИЯУ МБИР.

Состав средств моделирования комплексной модели обеспечивает ее использование в качестве тренажера для обучения оперативного персонала, а также в виде инструмента для отработки человеко-машинного интерфейса при создании пультов оператора.

Область применения комплексной модели не ограничена ИЯУ МБИР. Она может быть применена для анализа безопасности любых исследовательских реакторов бассейнового типа, исследовательских реакторов, охлаждаемых водой под давлением, промышленных реакторных установок бассейнового типа, а также реакторов с жидкокометаллическим теплоносителем.

Ключевые слова: алгоритмы систем управления, комплексная модель, конструирование, нейтронно-физические процессы, обоснование безопасности, проектирование, расчетный код PRISET, среда динамического моделирования SimInTech, реакторная установка МБИР, теплогидравлические процессы.

ВВЕДЕНИЕ

Обеспечение высокого уровня безопасности и надежности – основополагающая задача при эксплуатации АЭС. Современный анализ происходящих на АЭС процессов сопровождается созданием математических моделей реакторных установок с применением расчетных кодов. Вопросы безопасности напрямую зависят от прогноза и исследования развития возможных исходных событий при эксплуатации реакторной установки, наличия и достаточности технических средств по контролю и управлению авариями [1 – 3].

Поведение исследуемого объекта во времени и его динамические свойства ввиду сложности происходящих явлений могут быть описаны только с помощью комплексных моделей динамики. Создание математической модели сложного технического объекта, как и его проектирование, можно отнести к одной из самых трудоемких инженерных задач, для решения которой зачастую требуется взаимосвязь нескольких трудовых коллективов – конструкторов, программистов, технологов и инженеров.

Описывается разработка и тестирование комплексной модели динамики для анализа процессов в исследовательской реакторной установке МБИР с жидкокометаллическим натриевым теплоносителем. При выполнении работы создано современное средство моделирования за счет интеграции расчетного кода PRISET для анализа теплогидравлических и нейтронно-физических процессов в РУ и среды динамического моделирования SimInTech в качестве наглядного и интуитивно понятного интерфейса пользователя разработчика расчетных моделей. Помимо удобства моделирования связка с SimInTech обеспечивает возможность моделирования алгоритмов системы управления, синхронизацию расчета различных частей математической модели и управление расчетом.

РАСЧЕТНЫЙ КОД PRISET

PRISET – одномерный связанный нейтронно-физический и теплогидравлический расчетный код, предназначенный для моделирования нестационарных процессов в активных зонах ядерных реакторов и их разветвленных технологических контурах охлаждения [4]. Этот код применяют для выполнения расчетного анализа нормальных эксплуатационных режимов с учетом работы системы автоматического регулирования мощности, пусковых режимов, режимов разогрева и расхолаживания РУ, аварийных режимов, обусловленных отказами технологического оборудования, системы управления и обеспечивающих систем.

Расчетный код PRISET может быть применен для анализа и обоснования безопасности исследовательских и промышленных реакторов бассейнового типа, охлаждаемых водой под давлением или жидкокометаллическим теплоносителем.

Математическая модель РУ в PRISET содержит уравнения, подробно описывающие теплогидравлические процессы в тепловыделяющем канале и элементах твэлов с учетом изменения фазового состояния теплоносителя, неравновесной теплогидродинамики и зависимости теплообмена от режима течения теплоносителя. После приведения к конечно-разностной форме дифференциальные уравнения решаются относительно неизвестных функций (давления или расхода в зависимости от исходных данных) с использованием численных методов.

Для гибкого моделирования элементов оборудования исследуемой установки

(или системы) математическая модель представлена в виде отдельных автономных модулей с необходимыми входными и выходными параметрами.

Теплогидравлическая модель состоит из веток и соединяющих их узлов. Ветки предназначены для описания элементов контура циркуляции теплоносителя – пропорциональную часть оборудования, трубопроводы или их отдельные участки, байпасные участки и т.д. В ветках определяются значения расходов, плотности и параметров установленного в них оборудования (движущий напор насоса, температура теплоносителя, твэла и его оболочки в тепловыделяющем канале и др.). Узлы используются для учета входных и выходных коллекторов, точек подключения различного оборудования или точек соединения трубопровода при моделировании участками конечной длины. В узлах вычисляются значения давления и температуры теплоносителя.

Для расчета разветвленных гидравлических сетей решается система уравнений, описывающая закон сохранения массы в узлах и потери давления при течении теплоносителя в ветках сети с учетом работы насосов:

$$\frac{dm_i}{d\tau} = \sum_{i_1=1}^{NI} g_{i,i_1},$$

$$\frac{dg_L}{d\tau} = \frac{1}{E_L} (Pin_L - Pout_L + \frac{\gamma_0}{\gamma} \cdot \xi_L \cdot g_L \cdot |g_L| + (\gamma H)_L - A_L \cdot g_L^2 + B_L \cdot g_L + C_L),$$

$$E_L = l / S,$$

где m_i – масса теплоносителя в i -ом узле; τ – время; i – номер узла в расчетной схеме от 1 до KYH ; KYH – количество узлов в расчетной схеме; i_1 – номер образующей узел ветки от 1 до NI ; NI – количество веток, образующих узел; L – номер ветки в расчетной схеме от 1 до KG ; KG – количество веток в расчетной схеме; g_L – расход в ветке L ; E_L – постоянная времени изменения расхода в ветке L ; Pin_L – давление на входе в ветку L ; $Pout_L$ – давление на выходе из ветки L ; γ_0 – начальная плотность теплоносителя; γ – текущая плотность теплоносителя; ξ_L – коэффициент гидравлического сопротивления ветки L ; H – высотная отметка расчетного узла; A_L , B_L , C_L – коэффициенты, определяющие движущий напор насоса; l – длина ветки L ; S – сечение ветки L .

Для описания процессов теплообмена в активной зоне используется одномерное приближение. Уравнение для расчета температур в твэле и теплоносителе представляется в виде

$$\rho C_p \partial t / \partial \tau = \operatorname{div} (\lambda \operatorname{grad} t) + q_v,$$

где ρ – плотность топлива, оболочки твэла или теплоносителя; C_p – теплоемкость топлива, оболочки твэла или теплоносителя; t – температура топлива, оболочки твэла или теплоносителя; λ – коэффициент теплопроводности топлива, оболочки твэла или теплоносителя; q_v – объемное энерговыделение.

Теплообмен между поверхностью твэла и теплоносителем описывается с помощью граничного условия третьего рода (закон Ньютона-Рихмана):

$$(\partial t / \partial n)_c = - \alpha (t_c - t_{\infty}) / \lambda,$$

где n – нормаль к поверхности твэла; c – индекс, указывающий на то, что температура и градиент относятся к поверхности твэла; α – коэффициент теплоотдачи от поверхности твэла к теплоносителю; t_c – температура поверхности твэла; t_{∞} – температура теплоносителя.

После приведения исходной системы уравнений к конечно-разностному виду получаем систему

$$\begin{aligned} \frac{d\iota_{k,j}^c}{d\tau} &= \frac{1}{(V\gamma)_k^c} \left[K_{k,j} F_k (T_{k,j}^T - T_{k,j}^c) - \alpha_{k,j} F_k (T_{k,j}^c - T_{k,j}^B) \right], \\ \frac{d\iota_{k,j}^T}{d\tau} &= \frac{1}{(V\gamma)_k^T} \left[Q_{k,j} n_T - K_{k,j} F_k (T_{k,j}^T - T_{k,j}^c) \right], \\ \frac{d\iota_{k,j}^B}{d\tau} &= \frac{V_k^B}{V_k^B} \left[\alpha_{k,j} F_k (T_{k,j}^c - T_{k,j}^B) - g_k (\iota_{k,j}^B - \iota_{k,j}^{BX}) \right], \\ \iota_{k,j}^{BX} &= \begin{cases} \iota_{k,j}^B, & j \neq 1 \\ \iota_{k,j}^B, & j = 1 \end{cases}, \end{aligned}$$

где $k = 1, \dots, NK$ – номер канала; NK – количество каналов; j – номер участка разбиения канала от 1 до NJ ; NJ – количество участков разбиения канала; $\iota_{k,j}^c$ – энталпия стенки твэла j -го участка k -го канала; $(V\gamma)_k^c$ – масса стенки твэла k -го канала; $K_{k,j}$ – коэффициент теплопередачи от топлива к стенке твэла; F_k – поверхность теплоотдачи k -го канала; $T_{k,j}^T$ – температура топлива на j -ом участке k -го канала; $T_{k,j}^c$ – температура стенки твэла на j -ом участке k -го канала; $\alpha_{k,j}$ – коэффициент теплоотдачи от стенки твэла к теплоносителю; $T_{k,j}^B$ – температура теплоносителя на j -ом участке k -го канала; $\iota_{k,j}^T$ – энталпия топлива j -го участка k -го канала; $(V\gamma)_k^T$ – масса топлива k -го канала; $Q_{k,j}$ – энерговыделение j -го участка k -го канала; n_T – относительная тепловая мощность; $\iota_{k,j}^B$ – энталпия теплоносителя j -го участка k -го канала; V_k^B – удельный объем теплоносителя j -го участка k -го канала; g_k – массовый расход теплоносителя через k -ый канал; $\iota_{k,j}^{BX}$ – энталпия теплоносителя на входе j -го участка k -го канала.

Начальные условия для всех блоков получаются из решения системы уравнений при нулевых производных по времени.

Уравнения точечной нейтронной кинетики учитывают шесть групп запаздывающих нейтронов и внешний источник:

$$\begin{aligned} \frac{dn}{d\tau} &= \frac{\rho - 1}{l/\beta} n + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i + S, \\ \frac{dC_i}{d\tau} &= \frac{\beta_i}{l} n - \lambda_i C_i, \end{aligned}$$

где n – относительная нейтронная мощность; τ – время; ρ – реактивность активной зоны; β – суммарная эффективная доля запаздывающих нейтронов; l – среднее время жизни мгновенных нейтронов; λ_i – постоянная распада ядер-источников i -ой группы запаздывающих нейтронов; C_i – концентрация ядер-источников i -ой группы запаздывающих нейтронов; i – номер группы запаздывающих нейтронов от 1 до 6; S – мощность внешнего источника нейтронов; β_i – доля запаздывающих нейтронов i -ой группы.

Уравнение для расчета реактивности

$$\rho = \rho(\tau) + \rho_{ap} + \rho_{az} + \rho_{oc} - \rho_{ct},$$

где $\rho(\tau)$ – зависимость реактивности от времени; ρ_{ap} – реактивность, вводимая регулирующим органом автоматического регулятора; ρ_{az} – реактивность, вводимая регулирующим органом аварийной защиты; ρ_{oc} – реактивность обратных связей, вводимая за счет изменения температур теплоносителя и топлива; ρ_{ct} – величина компенсации реактивности для стационарного критического состояния.

Формула для расчета относительной мощности реактора в динамических режимах

$$n_T = n + n_{ost},$$

где $n_{ост}$ – относительная мощность остаточного энерговыделения.

Теплофизические свойства теплоносителя (натрия) [5] в расчетном коде PRISET задаются в табличном виде и интерполируются на требуемом диапазоне температуры (энталпии) и давления. Способ определения теплофизических свойств конструкционных материалов определен в [4].

СРЕДА ДИНАМИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ SIMINTECH

SimInTech представляет собой универсальную систему автоматизации расчетов для моделирования явлений и процессов различной природы в сложных технических системах. Объектом моделирования в SimInTech может быть любая система, устройство или физический процесс, математическая модель динамики которого описывается системой дифференциально-алгебраических уравнений и может быть реализована методами структурного моделирования [6, 7].

SimInTech реализует принцип модельно-ориентированного проектирования, позволяющий совместить проектирование технологических систем с созданием их комплексных моделей динамики. Первоначально комплексная модель динамики может быть упрощенной, что обеспечивает проверку базовых принципов работы моделируемого объекта и его системы управления. По мере проектирования ее отдельные части могут уточняться и дополняться для максимально подробного соответствия реальному объекту [8 – 10].

Составленное технологами описание работы алгоритмов системы управления РУ может быть реализовано в виде математической модели АСУ ТП. Особый интерес представляет расчетная проверка работы системы управления РУ совместно с комплексной моделью динамики исследуемого объекта. Расчет переходных процессов РУ в различных режимах и условиях эксплуатации позволяет оценить работу системы управления и обнаружить алгоритмические ошибки на самой ранней стадии проектирования [11 – 13].

Современное развитие графических программных средств позволило на единой программной платформе совместить создание математической модели АСУ ТП и разработку для нее проектной документации, а также осуществить автоматизированную генерацию кода для приборов системы управления АЭС [14, 15].

ИНТЕГРАЦИЯ РАСЧЕТНОГО КОДА PRISET В СРЕДУ ДИНАМИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ SIMINTECH

Исходные данные расчетной модели в коде PRISET задает пользователь в текстовом файле в виде отдельных массивов. При этом любое трансформирование расчетной схемы, например, корректировка состава моделей, количества узлов или расчетных веток, вызывает необходимость изменения текстового файла вручную. Даже самая незначительная модификация зачастую приводит к многочисленным переименованиям взаимосвязанных элементов и перенумерации узлов и веток в различных частях текстового файла. В расчетной схеме возрастает вероятность появления ошибок, что значительно увеличивает время на ее отладку. Иногда ошибки сохраняются и обнаруживаются только при неадекватном воспроизведении моделируемых явлений.

Исключить указанные недостатки позволяет интуитивно понятная графическая подсистема SimInTech, обеспечивающая создание математических моделей любой сложности и состава, а также их отладку (как целиком, так и по отдельным частям).

Для использования наиболее эффективного способа интеграции произведена перекомпиляция расчетного кода PRISET в виде динамически загружаемой dll-библиотеки, у которой предусмотрен специализированный интерфейс для прямого доступа из внешних программ к внутренним массивам и переменным расчетного кода, а также для управления расчетом. Со стороны SimInTech разработан программный модуль расширения в виде динамически загружаемой dll-библиотеки для загрузки в оперативную память расчет-

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

ного кода PRISET и управления им при помощи интерфейса доступа.

Удовлетворение всех перечисленных потребностей обеспечивает модульная архитектура SimInTech, которая позволяет подключать модули для расчета систем разного класса. Связь между отдельными расчетными модулями осуществляется при помощи единой базы сигналов, которая создается по общим принципам при разработке конкретной комплексной модели динамики в соответствии с системой кодирования сигналов и соглашением по именам переменных.

Архитектура среды SimInTech и схема взаимосвязей ее компонентов показаны на рис. 1.

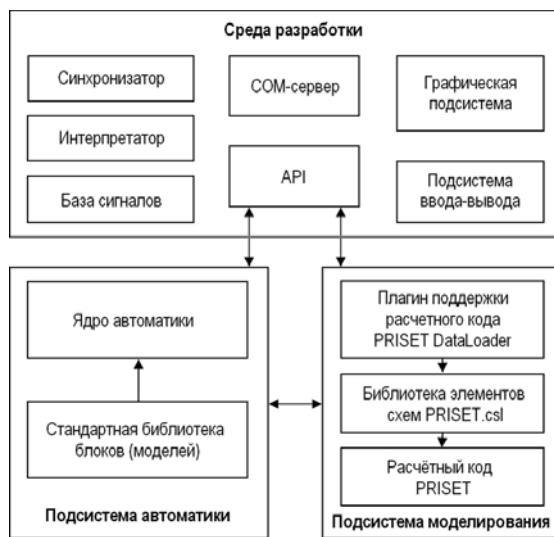


Рис. 1. Архитектура связи SimInTech с PRISET

В состав моделирующего комплекса SimInTech-PRISET входят

- среда разработки – редактор по созданию математических моделей систем различного типа с использованием сторонних расчетных кодов и программ;
- подсистема автоматики – созданные пользователем алгоритмы систем управления и модели численно интегрируются с возможностью обмена данными с расчетными кодами;
- подсистема моделирования, отвечающая за моделирование логико-динамических систем, описываемых во входо-выходных отношениях, а также автоматическую генерацию исходного кода и отладку моделирующих программ для указанной целевой системы на заданном языке программирования.

Интеграция с SimInTech обеспечила следующие возможности расчетного кода PRISET:

- запись на диск текущего состояния расчетной модели (точки рестарта) для дальнейшего его использования в качестве исходного при перезапуске расчета;
- пакетный запуск проектов и обмен данными между ними для синхронных по модельному времени вычислений нескольких расчетных моделей, в том числе на разных компьютерах, удаленных друг от друга по сети;
- связанные расчеты с другими расчетными кодами, например электрическими и (или) моделями алгоритмов систем управления, что существенно расширяет область применения разрабатываемых комплексных моделей динамики;
- создание анимационных видеокадров для контроля и управления расчетной моделью и ее параметрами.

КОМПЛЕКСНАЯ МОДЕЛЬ ДИНАМИКИ ИЯУ МБИР

Разработанная комплексная модель динамики представляет собой программную реализацию математических моделей нейтронно-физических и теплогидравлических про-

цессов в реакторной установке ИЯУ МБИР [16 – 19]. Комплексная модель динамики создана в виде отдельной программы для ЭВМ, содержит все необходимые для проведения расчетов сведения.

Комплексная модель динамики максимально приближена к реальным технологическим системам объекта и содержит модель активной зоны (а.з.) реакторной установки, модель бокового экрана (БЭ), модель первого и второго контуров, модель контура системы аварийного отвода тепла (САОТ), модели насосов, теплообменников, парогенератора, баков [20, 21].

Приведенные в разделе описания расчетного кода PRISET уравнения и соотношения при их программной реализации решаются с наложением начальных и граничных условий, которые задаются в расчетной схеме. Для каждого расчетного элемента (блока) задаются не только топология, но и все необходимые параметры. Для узлов и элементов каналов – это диаметры участков, длины, угол наклона к вертикали, толщина стеки, теплоноситель (и его свойства), свойства конструкционного материала и прочие. Для расчетного элемента «активная зона» с классической моделью точечной кинетики задаются значения эффективной доли запаздывающих нейтронов, начальная подkritичность, время жизни мгновенных нейтронов, относительные доли и постоянные распада групп запаздывающих нейтронов. Для других расчетных блоков задаются соответствующие параметры.

На рисунке 2 представлен фрагмент модели а.з. и бокового экрана РУ МБИР.

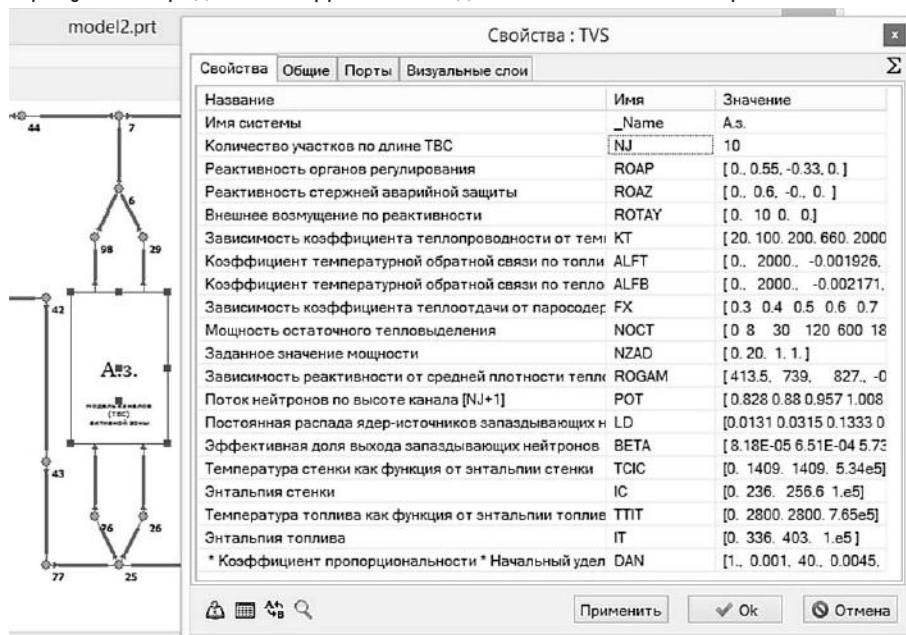


Рис. 2. Фрагмент модели активной зоны и бокового экрана РУ МБИР

Выполненная в виде субмодели а.з. представляет собой блок с полным набором контрольных параметров, необходимым для формирования файла ввода входных данных расчетного кода PRISET. Каждая ТВС а.з. и БЭ моделируется отдельным каналом с тепловыделением. Схема модели представлена на рис. 3. Совокупность параметризованных и топологически увязанных линиями связи расчетных элементов представляет собой расчетную схему, по которой формируется файл входных данных для теплогидравлического кода PRISET.

В качестве примера работы с графической подсистемой SimInTech при создании комплексной модели динамики для расчетного кода PRISET на рис. 4 приведена панель инстру-

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

ментов, фрагмент технологической блок-схемы и графики изменения контрольных параметров.

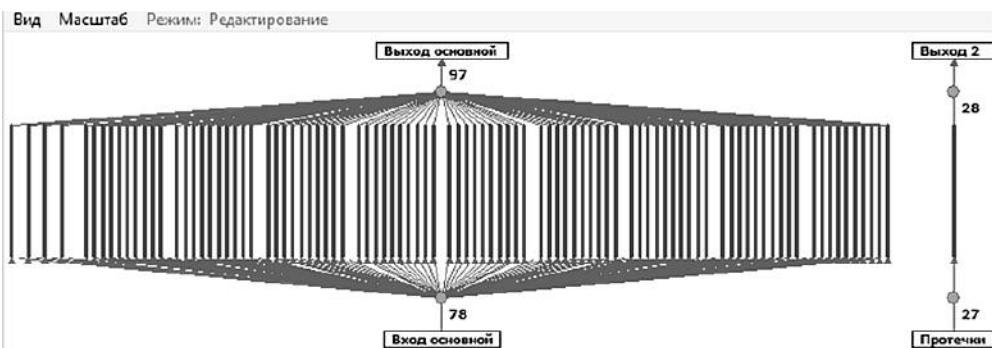


Рис. 3. Фрагмент нодализационной схемы модели а. з. и БЭ

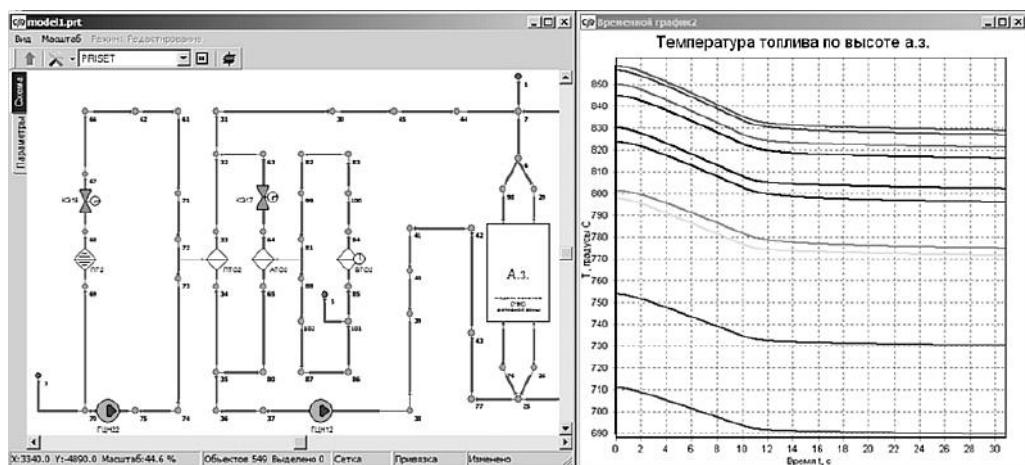


Рис. 4. Интерфейс пользователя с частью нодализационной схемы и результатами расчета (фрагмент)

ПРОВЕРКА РАБОТОСПОСОБНОСТИ КОМПЛЕКСНОЙ МОДЕЛИ

Для подтверждения работоспособности модели динамики РУ МБИР выполнено тестовое расчетное моделирование стационарного состояния, соответствующего номинальной тепловой мощности, и некоторых переходных процессов.

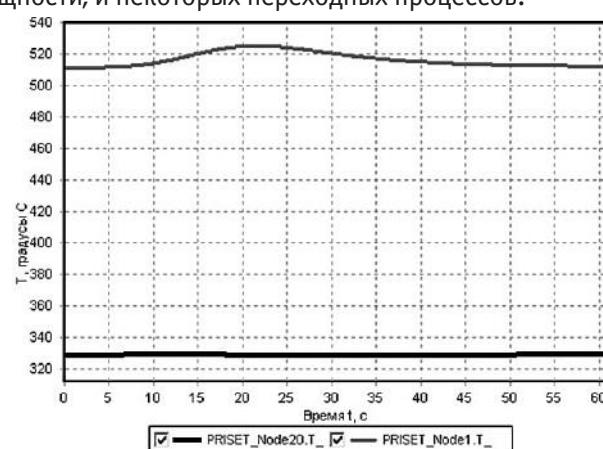


Рис. 5. График температуры натриевого теплоносителя на входе и выходе активной зоны

Результаты расчета переходного процесса с внешним кусочно-линейным возмущением по реактивности порядка $0,3 \cdot \beta_{\text{эфф}}$ за первые 10 секунд, спадающим до нуля к 20-ой

секунде, представлены на рис. 5 и 6.

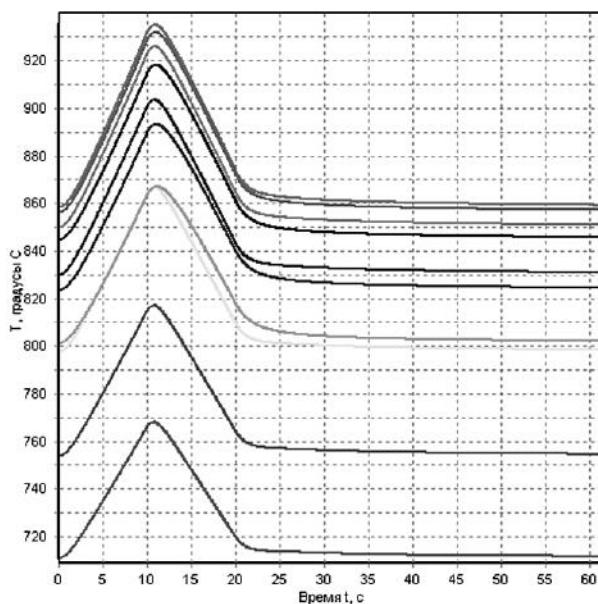


Рис. 5. График температуры топлива на различных участках активной зоны по высоте

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Реализована интеграция расчетного кода PRISET в среду динамического моделирования SimInTech и разработан инженерный инструмент в виде комплексной модели динамики ИЯУ МБИР.

Выполненная интеграция значительно ускорила процесс моделирования сложных технологических систем в составе РУ МБИР и обеспечила взаимную синхронизацию расчета различных частей математической модели по времени и исходным данным. Возможности создания расчетных схем с большим количеством узлов и ветвей, копирования повторяющихся элементов и систем в составе математической модели и многопоточного выполнения расчетов существенно повысили качество проектирования и расширили возможности по комплексному расчетному обоснованию РУ.

Практическая значимость разработанной комплексной модели динамики заключается в возможности ее использования на всех этапах жизненного цикла объекта. При эскизном проектировании она позволяет получить общее представление о поведении объекта и подобрать наиболее оптимальный состав оборудования и его параметров. В процессе рабочего проектирования с помощью комплексной модели динамики можно производить уточнение принятой конструкции для обеспечения выполнения требований технического задания на проект. При необходимости на этом этапе модель и сам расчетный код могут быть скорректированы и уточнены за счет использования результатов расчетов прецизионных расчетных кодов, например, трехмерных нейтронно-физических или теплогидравлических кодов CFD-класса. При эксплуатации комплексная модель динамики применима для обучения персонала в качестве тренажера [14] и для анализа работы систем и оборудования при модернизации.

Верифицированная комплексная модель динамики в составе математических моделей теплогидравлических контуров, модели нейтронной физики и модели алгоритмов системы управления позволяет выполнять расчеты в обоснование безопасности РУ и для проверки работы АСУ ТП в ее составе [15 – 19].

Литература

1. *Svyatkin M.N., Izhutov A.L., Zhemkov I.Y. et. al.* Purpose and priority tasks of a Russian multi-function fast research reactor. – Kyoto: Book of Extendedsynopses, FR09, 2009. – PP. 115-120.
2. Габараев Б.А., Лопаткин А.В. Третьяков И.Т., Хмельщиков В.В., Аксенов В.Л. Исследовательские реакторы – Взгляд в будущее. // Атомная энергия. – 2007. – Т. 103. – Вып. 1. – С. 65-70.
3. Драгунов Ю.Г., Третьяков И.Т., Лопаткин А.В., Романова Н.В., Лукасевич И.Б. Многоцелевой быстрый исследовательский реактор (МБИР) – инновационный инструмент для развития ядерных энерготехнологий. // Атомная энергия. – 2012. – Т. 113. – Вып. 1. – С. 25-28.
4. Платонов И.В., Ларионов И.А., Долгов Ю.А. Связанный нейтронно-физический и теплогидравлический программный комплекс PRISET-MBIR для исследования переходных и аварийных режимов и обоснования безопасности. // ВАНТ. Сер. Обеспечение безопасности АЭС. Исследовательские реакторы. – 2013. – Вып. 33. – С. 59-67.
5. Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. – М.: Атомиздат. – 1968. – 238 с.
6. Козлов О.С., Кондаков Д.Е., Скворцов Д.М., Тимофеев К.А., Ходаковский В.В. Программный комплекс для исследования динамики и проектирования технических систем. // Информационные технологии. – 2005. – № 9. – С. 20-25.
7. Паршиков И.А., Петухов В.Н., Тимофеев К.А., Ходаковский В.В. Программный комплекс SimInTech для моделирования сложных технических систем. / Труды Международной научно-технической конференции «Компьютерное моделирование 2013». – СПб.: Изд-во СПбГПУ, 2013. – С. 82-87.
8. Колесов Ю.Б. Объектно-ориентированное моделирование сложных динамических систем. – СПб.: Изд-во СПбГПУ, 2004. – С. 10-21.
9. Щекатуров А.М., Паршиков И.А. Концепция модельно-ориентированного проектирования АЭС с использованием программного комплекса SimInTech. / Сб. трудов научно-технической конференции «Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах (Теплофизика-2012)». – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2012. – С. 79.
10. Петухов В.Н., Паршиков И.А., Щекатуров А.М., Тимофеев К.А. Модельно-ориентированное проектирование в SimInTech. // Атомный проект. – 2014. – № 17. – С. 54-58.
11. Баум Ф.И., Козлов О.С., Паршиков И.А., Петухов В.Н., Тимофеев К.А., Щекатуров А.М. Программное обеспечение SimInTech для программирования приборов систем управления. // Атомная энергия. – 2012. – Т. 113. – Вып. 6. – С. 354-357.
12. Щекатуров А. М., Тимофеев К.А., Козлов О.С. Методика разработки функционального программного обеспечения АСУ ТП ЯЭУ с применением модельно-ориентированного подхода в SimInTech. // Университетский научный журнал. – 2015. – № 15. – С. 80-87.
13. Щекатуров А. М. и др. Методика разработки функционального программного обеспечения АСУ ТП ЯЭУ с применением модельно-ориентированного подхода в SimInTech. / Сб. трудов Международной научно-технической конференции «Компьютерное моделирование - 2015». – СПб.: Изд-во СПбГПУ. – С. 140-152.
14. Лебедев В.О., Толоконский А.О. Королев С.А., Власов В.А. Внедрение опыта создания АСУ ТП объектов атомной отрасли на базе ПТК Умикон в учебный процесс. // Известия вузов. Ядерная Энергетика. – 2014. – № 2. – С. 149-155.
15. Бибиков В.В., Кольцов В.А., Насташенко В.А., Харченко С.А. Автоматизация контроля и управления электромеханическим оборудованием атомной электростанции. // Атомный проект. – 2013. – № 15. – С. 66-68.
16. Паршиков И.А., Петухов В.Н., Тимофеев К.А., Щекатуров А.М., Боровицкий С.А., Шмаков Д.Ю. Разработка и применение комплексной динамической модели реакторной установки СВБР-100 для проектирования опытно-промышленного энергоблока. // ВАНТ. Сер. Обеспечение безопасности АЭС. Исследовательские реакторы. – 2013. – Вып. 33. – С. 5-17.
17. Parshikov I.A., Petukhov V.N., Timofeeve K.A., Shchekaturov A.M. Simulation of nuclear power plant with heavy liquid metal-cooled reactor in SimInTech. St. Petersburg. // Humanities & Science University Journal. – 2013. – № 5. С. 144-156.
18. Паршиков И.А., Щекатуров А.М., Тимофеев К.А., Петухов В.Н., Ходаковский В.В. Создание комплексной модели динамики реакторной установки с жидкокометаллическим теплоносителем с использованием среды разработки SimInTech. / Труды Международной научно-технической конференции «Компьютерное моделирование - 2013». – СПб.: Изд-во СПбГПУ, 2013. – С. 175-182.

19. Паршиков И.А., Петухов В.Н., Тимофеев К.А., Щекатуров А.М., Боровицкий С.А., Шмаков Д.Ю. Разработка и применение комплексной динамической модели реакторной установки СВБР-100 для проектирования опытно-промышленного энергоблока. / Сборник трудов конференции «Тяжелые жидкокометаллические теплоносители в ядерных технологиях» (ТЖМТ-2013). Том 1. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2013. – С. 12-13.
20. Черный В.А., Бурьевский И.В., Стогов В.Ю. Оптимизация активной зоны реакторной установки МБИР. / Научно-технический сборник. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2011. – С. 26-29.
21. Власов М.Н., Корсун А.С., Маслов Ю.А., Меринов И.Г., Харитонов В.С. Моделирование теплогидравлических процессов в активных зонах реакторов на быстрых нейтронах. Сборник трудов научно-технической конференции «Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах» (Теплофизика -2012). – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2012. – С. 27-28.

Поступила в редакцию 24.06.2016 г.

Авторы

Паршиков Игорь Александрович, главный специалист
E-mail: rogi7@mail.ru

Долгов Юрий Алексеевич, главный научный сотрудник
dolgov@nikiet.ru

Ларионов Игорь Александрович, инженер
larionov@nikiet.ru

Щекатуров Александр Михайлович, ведущий инженер-программист
a.shchekaturov@3v-services.com

UDC 621.039.526.034

DEVELOPMENT OF THE INTEGRATED MODEL OF MBIR RESEARCH REACTOR FACILITY IN THE SIMINTECH SIMULATION ENVIRONMENT USING THE PRISET ESTIMATE CODE

Parshikov I.A.*¹, Dolgov Yu.A.**², Larionov I.A.**², Shchekaturov A.M.*¹

* LLC «3V Services». 25 b.1 Trubnaya str., Moscow, 127051 Russia

** JSC «NIKIET». 2/8 M. Krasnoselskaya str., Moscow, 107140 Russia

ABSTRACT

Safety analysis of the reactor facility in the process of design requires the use of not only calculation codes for analyzing processes of different nature but, as well, the use of convenient tools for developing mathematical models of process systems. Simulation tools are expected to support multivariate optimization calculations enabling the designer and (or) the developer to verify the adopted design solutions and to update the design, the composition and the operating parameters of process systems. At the same time, entering any amendments in the design and development documentation shall be accompanied by the analysis of their effects not only on the particular system but also on the reactor facility as the whole. Integrated dynamic model provides for the timely and comprehensive computational verification.

Integrated model of the MBIR sodium liquid cooled nuclear research facility was built as part of the present study using the SimInTech dynamic simulation environment and the PRISET one-dimensional coupled neutronics and thermal hydraulics code. The integrated model designed as the engineering tool represents the software implementation of processes of different nature taking place in the reactor facility and includes mathematical models of all safety-related process systems. Also, the SimInTech dynamic simulation environment and the PRISET code were upgraded. The developed

user interface, jointly with the model of algorithms, enables integrated calculations for the safety case of the reactor facility. The performed test calculations with the obtained local and integral parameters in transients prove that the integrated model of the MBIR nuclear research facility is serviceable.

The structure of the integrated model's simulation tools makes it possible to use it as a simulator in the operating personnel training and as an aid for optimizing the man-machine interface in the development of operator panels.

The field of application of the integrated model is not limited by the MBIR facility. It can be used for safety analysis of any pool-type research reactors, pressurized water research reactors, commercial pool-type reactor facilities, as well as liquid metal cooled reactors.

Key words: control systems algorithms, complex model, neutron physics processes, safety analysis, design, PRISET calculation code, SimInTech process systems dynamic modeling environment, MBIR reactor facility, thermal hydraulic processes

REFERENCES

1. Svyatkin M.N., Izhutov A.L., Zhemkov I.Y., Tretiakov I.T., Lopatkin A.V., Poplavsky V.M., Kochetkov L.A., Cherny V.A., Petrov Y.I., Zavadsky M.I., Yamov V.Y., Vasiliev B.A., Shkarin V.I., Trunov N.B., Chaban V.A. Purpose and priority tasks of a Russian multi-function fast research reactor. Kyoto: Book of Extended synopses, FR09, 2009, pp. 115-120.
2. Gabaraev B.A., Lopatkin A.V., Tretiyakov I.T., Khmelshchikov V.V., Aksenov V.L. Research Reactors – Looking into the Future. *Atomnaya energiya*. 2007, v. 103, iss. 1, pp. 65-70 (in Russian).
3. Dragunov Yu.G., Tretiyakov I.T., Lopatkin A.V., Romanova N.V., Likasevich I.B. Multipurpose Fast Research Reactor (MBIR), and Innovative Tool for the Nuclear Power Technology Evolution. *Atomnaya energiya*. 2012, v. 113, iss. 1, pp. 25-28 (in Russian).
4. Platonov I.V., Larionov I.A., Dolgov Yu.A. Coupled neutron-physics and thermal hydraulic PRISET-MBIR software package for studies of transients and emergencies and safety analysis. *VANT. Ser. Obespechenie bezopasnosti AES. Issledovatel'skie reactory*. 2013, iss. 33, pp. 59-67 (in Russian).
5. Chirkin V.S. Thermal properties of the materials in the nuclear engineering. Moscow. Atomizdat Publ., 1968, 238 p. (in Russian).
6. Kozlov, O.S., Kondakov, D.E., Skvortsov, L.M., Timofeev, K.A., Khodakovsky, V.V. Software for the study of the dynamics and the design of technical systems. *Informatsionnye tekhnologii*. 2005, no. 9, pp. 20-25 (in Russian).
7. Parshikov I.A., Petukhov V.N., Timofeev K.A., Khodakovsky V.V. SimInTech software for the simulation of complex technical systems. Proceedings of the International scientific-technical conference «Computer modeling 2013». St.Petersburg. SPbGPU Publ., 2013, pp. 82-87 (in Russian).
8. Kolesov Yu.B. Object-oriented modeling of complex dynamical systems. St.Petersburg. SPbGPU Publ., 2004, pp. 10-21 (in Russian).
9. Shchekaturov A.M., Parshikov I.A. Object-oriented modeling in SimInTech software. Proceedings of the scientific-technical conference «Thermal physics of fast reactors (Thermal physics - 2012)». Odninsk. GNC RF-FEI Publ., 2012, p. 79 (in Russian).
10. Petukhov V.N., Parshikov I.A., Shchekaturov A.M., Timofeev K.A. Use of SimInTech Development Environment for Liquid Metal Cooled Reactor Plant Complex Dynamics Modeling. *Atomnyj proekt*. 2014, v. 17, pp. 54-58. (in Russian).
11. Baum F.I., Kozlov O.S., Parshikov I.A., Petukhov V.N., Timofeev K.A., Shchekaturov A.M. Software SimInTech for a program logic controllers of control system. *Atomnaya energiya*, 2012, v. 113, iss. 6, pp. 354-357 (in Russian).
12. Shchekaturov A.M., Timofeev K.A., Kozlov O.S. Method to develop functional software for NPP APSCS using model-oriented approach in SimInTech. *Universitetskiy Nauchny Zhurnal*. 2015, iss. 15, pp. 80-87 (in Russian).
13. Shchekaturov A.M., Kozlov O.S., Timofeev K.A. Methodology for the development of functional software of computer aided process control system for nuclear power facilities

- using the object-oriented approach implemented in SimInTech software. Proceedings of the International scientific-technical conference «Computer modeling – 2015». St.Petersburg. SPbGPU Publ., 2015, pp. 140-152 (in Russian).
14. Lebedev V.O., Tolokonsky A.O., Korolev S.A., Vlasov V.A. Implementation of the experience in designing computer aided process control systems for nuclear facilities based on UMIKON package in the educational process. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika.* 2014, no. 2, pp. 149-155 (in Russian).
15. Bibikov V.V., Koltsov V.A., Nastashchenko V.A., Kharchenko S.A. Automation of electrical equipment control system at nuclear power plant. *Atomny proekt.* 2013, v. 15, pp. 66-68 (in Russian).
16. Parshikov I.A., Petukhov V.N., Timofeev K.A., Shchekaturov A.M., Borovitsky S.A., Shmakov D.Yu. Development and application of a complex dynamic model of the reactor plant SVBR-100 for the design of pilot power unit. *VANT. Ser. Obespechenie bezopasnosti AES. Issledovatel'skie reactory.* 2015, iss. 3, pp. 5-17 (in Russian).
17. Parshikov I.A., Petukhov V.N., Timofeev K.A., Shchekaturov A.M. Simulation of nuclear power plant with heavy liquid metal-cooled reactor in SimInTech. *St. Petersburg. Humanities & Science University Journal.* 2013, no. 5, pp. 144-156.
18. Parshikov I.A., Shchekaturov A.M., Timofeev K.A., Petukhov V.N., Khodakovskiy V.V. Complex model of nuclear power plant with heavy liquid metal-cooled reactor development environment in SimInTech software. Proceedings of the International scientific-technical conference «Computer modeling – 2013». St.Petersburg. SPbGPU Publishing, 2013, pp. 175-182 (in Russian).
19. Parshikov I.A., Petukhov V.N., Timofeev K.A., Shchekaturov A.M., Borovitsky S.A., Shmakov D.Yu. Development and application of a complex dynamic model of SVBR-100 reactor plant for the design of pilot power unit. Proceedings of the scientific conference «Heavy liquid metal coolants in nuclear technology: (HLMC-2013)». Obninsk. GNC RF-FEI Publ., 2013, pp. 12-13 (in Russian).
20. Cherny V.A., Burievsky I.V., Stogov V.Yu. Optimization of the core of the reactor facility MBIR. Scientific-technical papers. Obninsk. GNC RF-FEI Publ., 2011, pp. 26-29 (in Russian).
21. Vlasov M.N., Korsun A.S., Maslov Yu.A., Merinov I.G., Kharitonov V.S. Modelling of thermal hydraulic processes in cores of fast reactors. Proceedings of the scientific-technical conference «Thermal physics of fast reactors (Thermal physics - 2012)». Obninsk. GNC RF-FEI Publ., 2012, pp. 27-28 (in Russian).

Authors

Parshikov Igor' Alexandrovich, Lead Specialist
E-mail: rogi7@mail.ru

Dolgov Yury Alekseevich, Principal Research Scientist
E-mail: dolgov@niket.ru

Larionov Igor Alexandrovich, Engineer
E-mail: larionov@niket.ru

Shchekaturov Aleksandr Mikhailovich, Senior Software Engineer
E-mail: a.shchekaturov@3v-services.com

УДК 621.039.577:362

ИГОРЬ ИЛЬИЧ БОНДАРЕНКО

А.Г. Портяной, Ю.В. Фролов

АО «ГНЦ-РФ ФЭИ им. А.И. Лейпунского»

249020, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1



Статья подготовлена к 90-летию со дня рождения Игоря Ильича Бондаренко – талантливого физика-экспериментатора, доктора физико-математических наук (1959), профессора (1960). За годы работы в Физико-энергетическом институте (1950 – 1964) он прошел путь от старшего лаборанта до заведующего сектором (отделением) и заместителя директора института, участвовал в создании первых в СССР экспериментальных реакторов на быстрых нейтронах, стал инициатором начала работ в ФЭИ по созданию ядерных ракетных двигателей, стал инициатором и руководителем исследований по созданию космических ЯЭУ с термоэлектрическим и термоэмиссионным преобразованием энергии.

Материал статьи основан на документах Архива АО «ГНЦ-РФ ФЭИ им. А.И. Лейпунского», работах Д.И. Блохинцева и А.И. Лейпунского, воспоминаниях сотрудников, коллег и друзей Игоря Ильича.

И.И. Бондаренко родился 14 октября 1926 г. в Киеве. В годы Великой Отечественной войны семья оказалась в Ташкенте, где в 1944 г. Игорь Бондаренко поступил в Авиационный институт. В 1945 г. со второго курса он перешел на физико-математический факультет Среднеазиатского госуниверситета, а в 1946 г. перевелся на физический факультет МГУ.

Дипломный проект И.И. Бондаренко выполнял в Институте химической физики (ИХФ) АН СССР. После окончания МГУ он успешно сдал экзамены в аспирантуру ИХФ.

Для работ по советскому атомному проекту отбирали лучших, и Бондаренко попал в орбиту этого отбора еще за год до окончания МГУ.

РАБОТЫ ПО СОЗДАНИЮ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

В 1940-е годы Энрико Ферми и Александр Ильич Лейпунский независимо пришли к идеи создания ядерного реактора на быстрых нейтронах. С 1950 г. исследования по проблеме реакторов на быстрых нейтронах становятся одним из важнейших направлений деятельности Лаборатории «В». Лаборатория «В» (с 1960 г. – ФЭИ, в настоящее время АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им А.И. Лейпунского» в г. Обнинске) была создана в 1946 г. в рамках советского атомного проекта. К этим работам А.И. Лейпунский привлек старшего лаборанта И.И. Бондаренко, который в дальнейшем принимал активное участие во всех стадиях работ по физике реакторов на быстрых нейтронах. Исследования, о которых далее пойдет речь, выполнялись лично или под непосредственным руководством Бондаренко, который к 1962 г., последовательно пройдя все ступени научно-административной лестницы, стал заведующим отделением (сектором) и заместителем директора ФЭИ.

В марте 1950 г. А.И. Лейпунский вкратце изложил основные идеи быстрых реакто-

© А.Г. Портяной, Ю.В. Фролов, 2016

ров и их возможную перспективную значимость для развития ядерной энергетики.

Главной задачей на первом этапе было показать возможность создания управляемого реактора на быстрых нейтронах и экспериментально подтвердить (или опровергнуть) гипотезу о расширенном воспроизведстве ядерного топлива в таких реакторах. Разработка теории и методов расчета быстрых реакторов натолкнулась на почти полное отсутствие экспериментальных данных и надежных сведений по большинству ядерных констант.

В этой большой работе И.И. Бондаренко в феврале 1950 г. поручают измерение сечений деления и неупругого рассеяния урана-238 быстрыми нейtronами. Результаты измерения сечений стали одним из оснований, которые дали возможность А.И. Лейпунскому уже в июле 1950 г. подготовить доклад «Системы на быстрых нейтронах». Этот доклад, представленный на рассмотрение научно-технического совета Первого главного управления при Совете министров СССР, руководившего тогда атомной наукой и техникой, стал основополагающим для развития нового направления атомной энергетики в нашей стране. В нем было показано, что в системах на быстрых нейтронах следует ожидать наибольшего воспроизведения ядерного топлива по сравнению с системами других типов и обосновывалась эффективность использования в них жидких металлов в качестве теплоносителя.



Игорь Ильич БОНДАРЕНКО (1926 – 1964)

В 1950 – 1953 гг. И.И. Бондаренко были выполнены измерения сечений деления и неупругого рассеяния, впервые позволившие надежно оценить вклад делений урана-238 в коэффициент воспроизведения реакторов на быстрых нейтронах. В процессе работы для него становится очевидной необходимость создания системы констант для расчета быстрых реакторов. В 1953 г. на основе своих измерений, он разработал сначала шестигрупповую, а затем девятигрупповую систему констант. Так в первом приближении И.И. Бондаренко решает еще одну крайне важную задачу – создание системы константного обеспечения для реакторных расчетов.

В апреле 1955 г. в Лаборатории «В» был пущен первый реактор на быстрых нейтронах БР-1 (критический стенд), рассчитанный по константам И.И. Бондаренко. Следующим стал первый в Евразии действующий быстрый реактор БР-2 мощностью 100 кВт с ртутным теплоносителем и плутониевым топливом, принятый в эксплуатацию в 1956 г.

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА В ЛИЦАХ. PERSONALIA

Основная тяжесть работ, связанных с пуском реактора, легла на И.И. Бондаренко.

Когда возникли сомнения о возможности расширенного воспроизводства ядерного топлива, И.И. Бондаренко совместно с Л.Н. Усачевым и другими сотрудниками предложили уникальный обходной путь – по остаткам продуктов взрыва плутониевой бомбы оценить коэффициент воспроизводства ядерного топлива для плутониевого реактора на быстрых нейтронах. Измерения показали, что коэффициент воспроизводства ядерного горючего в быстром реакторе может превосходить 2. Тем самым была экспериментально подтверждена возможность расширенного воспроизводства ядерного горючего в реакторах этого типа.

В 1957 г. И.И. Бондаренко провел исследования физических процессов в экспериментальном комбинированном реакторе на быстрых и тепловых нейтронах (комбинированный быстро-тепловой реактор). Исследования показали возможность улучшения характеристик реактора при сохранении расширенного воспроизводства ядерного горючего.

В 1958 – 1961 гг. при непосредственном участии И.И. Бондаренко была проведена большая серия исследований физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах с замедляющими отражателями. Была обоснована перспективность использования реакторов нового класса на транспортных установках летательных аппаратов. Результаты этих исследований в дальнейшем широко применялись при проектировании реакторов для космической техники.

В процессе исследований, начатых в 1956 г., И.И. Бондаренко впервые экспериментально показал влияние резонансной структуры сечений на характеристики быстрых реакторов. В дальнейшем для широкой области энергий нейтронов и большого числа элементов были выполнены измерения параметров резонансной структуры сечений, необходимых для расчета энергетических и транспортных реакторов на быстрых нейтронах.

В одном из экспериментов, проводимых на БР-1, И.И. Бондаренко обратил внимание на аномалию в распределении нейтронного потока. Объяснение этой аномалии привело его к введению фактора блокировки при создании следующей 12-групповой системы констант.

Основная часть работ по созданию многогрупповой системы констант была завершена в 1963 г. Созданная 26-групповая система констант отражает все важнейшие особенности взаимодействия нейтронов с материалами. Это, пожалуй, единственная начатая большая работа из задуманных, которая завершилась при жизни Игоря Ильича. Ее авторами являются И.И. Бондаренко, М.Н. Николаев, Л.П. Абагян и Н.О. Базазянц. В 1962 г. работу представили на Международном семинаре по физике быстрых реакторов в Вене и перевели на французский язык. В 1964 г. по материалам этой работы была издана книга «Групповые константы для расчета ядерных реакторов», а ее перевод был опубликован в США. Труд советских ученых быстро получил мировую известность под именем «Система групповых констант БНАБ» (аббревиатура составлена по начальным буквам фамилий авторов).

В 1960 г. за цикл работ по созданию реакторов на быстрых нейтронах И.И. Бондаренко, А.И. Лейпунский, О.Д. Казачковский и Л.Н. Усачев получили Ленинскую премию.

Особое место в работах над быстрыми реакторами занимает импульсный быстрый реактор (ИБР). ИБР – это одно из достижений человечества, позволяющее исследовать тонкую структуру материи с помощью нейтронов. История ИБР началась в Обнинске – осенью 1955 г. на общем семинаре института Д.И. Блохинцев изложил свою идею создания пульсирующего реактора. Теория этого реактора была разработана И.И. Бондаренко и Ю.Я. Стависским. В 1960 г. ИБР был введен в эксплуатацию. В 1971 г. за создание ИБР И.И. Бондаренко в числе других присуждена Государственная премия (посмертно). А за его вклад в теоретическое и техническое обоснование реактора аббревиатуру ИБР сотрудники ФЭИ расшифровывали как «Игоря Бондаренко Реактор».

ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБЛАСТИ ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ

Большинство исследований по ядерной физике, выполненных И.И. Бондаренко и руководимым им коллективом, связаны с работами по физике реакторов на быстрых нейтронах. Команда И.И. Бондаренко выполнила трудоемкую серию измерений сечений деления под действием быстрых нейтронов. В том числе было произведено первое детальное измерение энергетической зависимости сечения деления плутония-240 и обнаружено, что заметное сечение деления сохраняется и для промежуточных нейтронов. Выполненные измерения энергетической зависимости сечений деления урана-233, урана-235 и плутония-239 являлись, по некоторым оценкам, наиболее детальными из известных в то время. Они позволили обнаружить ранее незамечавшиеся особенности, связанные с открытием «каналов деления».

Еще в 1951 – 1952 гг. И.И. Бондаренко выполнил одно из первых измерений формы спектра нейтронов деления в области малых энергий (от 0 до 600 кэВ), результаты которого нашли подтверждение в более поздних работах. Под его руководством было выполнено первое вполне надежное сравнение спектров нейтронов деления урана-235, урана-233 и плутония-239, позволившее количественно установить небольшую разницу в форме этих спектров.

В 1955 – 1956 гг. коллектив И.И. Бондаренко провел первые точные измерения средних чисел вторичных нейтронов, возникающих при делении урана-233, урана-235 и плутония-239 моноэнергетическими быстрыми нейтронами, энергия которых не превышает порога реакции (n, nf) (несколько ранее аналогичные измерения были выполнены в ИАЭ им. И.В. Курчатова, но не для моноэнергетических нейтронов). Тогда же были выполнены первые точные измерения среднего числа вторичных нейтронов для урана-238, являющегося основным «ядерным сырьем».

Полученное значение значительно превосходило общепринятое (2,85 вместо 2,5). Этот факт был подтвержден последующими измерениями, проведенными отечественными и зарубежными учеными. Были проведены первые измерения средних чисел вторичных нейтронов для ряда других изотопов с пороговым ходом сечения деления (торий-232, плутоний-240, нептуний-237).

Результаты этих измерений позволили построить систематику значений средних чисел вторичных нейтронов, что имело важное значение для оценки роли трансурановых изотопов в реакторах с расширенным воспроизводством горючего.

В 1961 г. в ходе измерений энергетической зависимости среднего числа вторичных нейтронов для урана-235 в области относительно малых энергий были обнаружены отступления от обычно принимаемого линейного закона, которые связаны с появлением «канальных» эффектов при делении.

Под руководством И.И. Бондаренко выполнялись измерения угловых распределений упруго рассеянных нейтронов и спектров неупруго рассеянных нейтронов для ряда элементов. В 1955 – 1956 гг. совместно с Ю.А. Александровым впервые были измерены сечения рассеяния быстрых нейтронов на малые углы, происходящие за счет взаимодействия нейтронов с кулоновским полем ядер.

ТРИ ШАГА В КОСМОС (НАЧАЛО ЯДЕРНОГО КОСМОСА)

Ядерные ракетные двигатели

И.И. Бондаренко одним из первых в СССР начал заниматься решением проблем использования ядерной энергии для освоения космоса: ядерные ракетные двигатели, бортовые ядерные энергетические источники электричества, ионные двигатели. Это стало еще одним значительным направлением работ ФЭИ, которое создал И.И. Бондаренко. Вокруг него, одержимого космосом, сформировалась группа таких же вчерашних выпускников вузов: В.Я Пупко, А.С. Романович, Э.А. Стумбур, Ю.Я. Стависский.

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА В ЛИЦАХ. PERSONALIA

В 1951 г. И.И. Бондаренко и В.Я. Пупко по собственной инициативе выполнили расчетную оценку гомогенного уран-графитового реактора для ракеты с использованием водорода в качестве рабочего тела. Согласно основополагающей формуле К.Э. Циолковского, появлялась возможность свести до минимума выбрасываемую массу рабочего тела из ракеты для достижения необходимой скорости. Более детальные и углубленные проработки закончились в 1954 г. выпуском отчета «Баллистическая атомная ракета». Это, фактически, был предэскизный проект ракеты с ядерным ракетным двигателем (ЯРД) на водороде в качестве рабочего тела.

Так было положено начало работам по ЯРД в СССР, выполнявшихся при поддержке руководителя атомной отрасли А.П. Завенягина и кооперации организаций отрасли (НПО «Луч», НИИ-9 и др.) совместно со специализированными предприятиями С.П. Королева (ОКБ-1), В.П. Глушко (ОКБ-456), М.В. Келдыша (НИИ-1).

В 1955 г. Лаборатория «В» предложила проект баллистической ракеты с «твёрдым реактором» (так на языке физиков-ядерщиков называют реакторы с активной зоной в твердом состоянии). С.П. Королев и В.П. Глушко вначале считали, что такая ракета будет неконкурентоспособной в сравнении с ракетой на химическом жидкотопливном.

Несмотря на то, что конструкторы космических летательных аппаратов не спешили воплощать идеи Лаборатории «В», в нашей стране выполнялась реализация проектов ЯРД. Достаточно быстро за Лабораторией «В» закрепился приоритет в этой новой области исследований. В частности, И.В. Курчатов, получая материалы по созданию атомных ракетных двигателей, просил направлять их «для получения заключения тов. Блохинцеву Д.И.»

В 1956 г. на основе предложений Лаборатории «В» вышло постановление Правительства СССР по созданию проекта ЯРД с малогабаритным высокотемпературным реактором. В ФЭИ для ЯРД был предложен малогабаритный гетерогенный реактор с гидрид-циркониевым замедлителем. Ориентация на гетерогенный реактор и поэлементную отработку его узлов составляла фундаментальное различие программ создания ЯРД в СССР и США. И это различие оказалось, как позднее было признано (в том числе и американскими специалистами), в пользу советской программы.

В 1965 г. к работам по ЯРД привлекается Конструкторское бюро химавтоматики (КБХА) в Воронеже. В 1966 г. выпущен проект ЯРД на водороде с тягой 3,6 тонны. Это был первый в СССР спроектированный, изготовленный и испытанный ЯРД. Так через пятнадцать лет осуществилась одна из желанных целей Игоря Ильича, путь к которой он наметил еще в 1951 г.

Ионный двигатель

И.И. Бондаренко искал и другие способы путешествия во Вселенной. С помощью электроэнергии И.И. Бондаренко мечтал привести в действие ионный двигатель (электрореактивный двигатель) и получить хотя бы малую тягу, которая в условиях космоса достаточна для перемещения космического аппарата на дальние расстояния.

В 1954 г. по предложению И.И. Бондаренко в ФЭИ организуется группа для создания моделей ионного двигателя и экспериментальных исследований возможных его характеристик, выявления факторов, определяющих эти характеристики. Он предлагает тип экспериментальной модели ионного двигателя и составляет программу исследований.

С 1954 по 1963 гг. был проведен большой цикл экспериментов по изучению моделей ионных двигателей. В опытных моделях удалось впервые получить реактивную тягу около 20 г при скорости истечения паров цезия ~ 100 м/с.

Космические энергетические установки

И.И. Бондаренко активно занимался проблемой прямого преобразования ядерной энергии в электрическую. В качестве первого (как оказалось потом, и наиболее подходящего) варианта был выбран реактор на металлическом уране высокого обогащения с бериллиевым отражателем.

На приеме у В.Н. Челомея А.И. Лейпунский и И.И. Бондаренко доложили о проекте ЯЭУ с прямым преобразованием энергии для питания локаторов искусственных спутников Земли. На основе предложений Лаборатории «В» в 1956 г. вышло Постановление правительства СССР по разработке бортовых ядерно-энергетических установок для космических аппаратов. Начались работы по созданию энергетической установки БУК (бортовая установка космическая) с термоэлектрическим преобразованием. Конструктивная концепция самого реактора и всей ядерно-энергетической установки БУК были предложены И.И. Бондаренко. Он же руководил первым физическим пуском реактора-прототипа БУК.

Первая бортовая ядерная энергетическая установка БУК была выведена в космос 3 октября 1970 г. на спутнике «Космос-367». Всего было выполнено 33 запуска ЯЭУ БУК на околоземные орбиты в составе космических аппаратов боевой системы военно-морской космической разведки.

Последним рывком в космос для И.И. Бондаренко оказался ядерный термоэмиссионный преобразователь (ТЭП). Разработка термоэмиссионных ядерно-энергетических установок началась в ФЭИ с 1958 г., когда стало известно о готовящихся в Лос-Аламосской национальной лаборатории реакторных экспериментах доктора Дж. Гровера с одноэлементными образцами электрогенерирующих каналов.

В 1960 г. в условиях недостатка научно-технической информации И.И. Бондаренко с сотрудниками написал отчет по термоэмиссионному преобразованию энергии, который стал учебником для многих ученых и инженеров. Игорь Ильич разработал концепцию термоэмиссионного реактора-преобразователя вплоть до конструктивной схемы электрогенерирующего канала.

В ФЭИ (и впервые в Советском Союзе) пуск термоэмиссионного преобразователя был осуществлен 12 апреля 1961 г. Ю.К. Гуськовым и В.Г. Петровским под руководством И.И. Бондаренко на петле реактора БР-5. Первый петлевой образец ТЭП, проработавший 50 часов в плазменно-диффузионном режиме, повторял идею Дж. Гровера (голый катод из карбида урана с карбидом циркония, далее зазор с парами цезия и анод из нержавеющей стали).

После успешного эксперимента начался новый этап работ. И.И. Бондаренко создал электрогенерирующий элемент (ЭГЭ) собственной конструкции с выбором материалов, обеспечивающих повышенный ресурс. Для создания реактора-преобразователя он предложил объединить отдельные ЭГЭ между собой подстыковкой друг к другу и образовать электрогенерирующий канал. Такая многоэлементная конструкция оказалась более практичной в эксплуатации, чем одноэлементные варианты, предлагавшиеся позднее другими институтами. Физика самого ядерного реактора исследовалась на специальном критическом стенде.

Первый образец термоэмиссионной ЯЭУ, получивший название ТОПАЗ (термоэмиссионный опытный преобразователь в активной зоне), заработал в ФЭИ в апреле 1975 г. Первый летный образец ТОПАЗ на «Космосе-1818» стартовал на орбиту 2 февраля 1987 г. и проработал там 143 дня. Второй ТОПАЗ в составе «Космоса-1867» стартовал 10 июля 1987 г. и проработал уже 343 дня. Это был еще один успех И.И. Бондаренко.

Последний запуск отечественного космического аппарата с бортовой ЯЭУ состоялся 15 марта 1988 г. На спутнике «Космос-1933» была установлена доработанная установка БУК с шестимесячным сроком функционирования и электрической мощностью в конце ресурса 2400 Вт. И хотя полет прошел нормально, от эксплуатации аппаратов с ЯЭУ в космосе было решено отказаться. Основной причиной этого стало давление со стороны США и подконтрольных им международных организаций, требовавших от Советского Союза «прекратить загрязнение космоса», а заодно и

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА В ЛИЦАХ. PERSONALIA

убиравших с пути значительно опередившего их конкурента. Отметим, что в последующие годы нигде, несмотря на неоднократные попытки, не смогли даже повторить технологию изготовления космических ЯЭУ типа ТОПАЗ, фундамент которой заложили учёные и специалисты ФЭИ во главе И.И. Бондаренко.

ЭПИЛОГ

Несмотря на чрезвычайную загруженность реакторной тематикой, Игорь Ильич проявлял постоянный интерес к философским проблемам мироздания. Его интересовал нейтрон не только как средство поддержания цепной реакции, но и как объект микромира. Он выбрал актуальное для того времени (середина XX века) изучение несохранения четности в слабых взаимодействиях на примере β -распада свободного нейтрона. Необходимо было измерить анизотропию вылета электронов относительно направления спинов распадающихся поляризованных тепловых нейтронов. Он организовал специальную группу непосредственных исполнителей в составе Ю.А. Александрова, Г.В. Аникина, В.Ф. Кузнецова, А.С. Солдатова для проектирования и создания установки РОН (распад ориентированного нейтрона) и привлек факультативно других экспериментаторов, занятых реакторными работами, для расчетов и обсуждения характеристик отдельных узлов РОН.

И.И. Бондаренко всерьез интересовался философией и в течение многих лет руководил философским семинаром в ФЭИ.

Обширные научные и технические знания, глубокое понимание сущности явлений, блестящая интуиция позволяли Игорю Ильичу быстро получать точные количественные результаты на основании простых физических соображений. Эти редчайшие качества особенно его выделяли. Почти во все направления работы ФЭИ И.И. Бондаренко внес важный вклад, чувствующийся и до сих пор. Игорь Ильич прожил короткую, но яркую жизнь – он скончался на 38-м году, в самом расцвете творческих сил, и многое уже задуманное сделать не успел.

Поступила в редакцию 11.11.2016 г.

Авторы

Портяной Анатолий Григорьевич, зам. начальника отдела, канд. техн. наук

Фролов Юрий Викторович, историк-архивист,
начальник Управления документационного обеспечения

ПЕРЕЧЕНЬ СТАТЕЙ, ОПУБЛИКОВАННЫХ В ЖУРНАЛЕ В 2016 г.

I. ТЕМАТИЧЕСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

<i>А.Н. Анохин, А.Е. Калинушкин, В.А. Горбаев, В.П. Сивоконь</i>	
Состояние и перспективы развития систем поддержки операторов АЭС	2
<i>В.Е. Юрин</i>	
Многофункциональное резервирование собственных нужд АЭС на базе парогазовой установки с использованием паро-водородного перегрева	3
<i>А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.А. Трофимов</i>	
Автоматизированная ультразвуковая система снятия остаточных напряжений в сварных соединениях циркуляционных трубопроводов АЭС	3
<i>А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.А. Трофимов</i>	
Технология термической сварки циркуляционных трубопроводов АЭС с воздействием ультразвука	4
<i>С.Т. Лескин, В.И. Слободчук, А.С. Шелегов</i>	
Анализ состояния ГЦН ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации	4
<i>В.К. Милинчук, Э.Р. Клиншпонт, В.И. Белозеров, А.В. Загородняя</i>	
Гидроциркониевая реакция в гетерогенных композициях	4

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

<i>Л.В. Абрамов, А.М. Бахметьев, И.А. Былов, А.А. Васюченков</i>	
Разработка и верификация программного комплекса для вероятностного анализа безопасности ядерных установок проектного направления «ПРОРЫВ»	1
<i>С.А. Качур, Н.В. Шахова</i>	
Система диагностики состояния турбогенератора на основе сетей Петри	1
<i>А.В. Антонов, В.А. Чепурко</i>	
Методика статистического анализа данных об отказах оборудования АЭС в условиях неоднородного потока событий	3
<i>А.Г. Юферов</i>	
Дисперсионное уравнение реактиметра	3
<i>Н.Н. Нетяга, С.П. Саакян, В.П. Поваров</i>	
Оценка рисков повреждения узла приварки коллектора к патрубку ПГ АЭС с ВВЭР	4
<i>В.И. Павелко, М.Т. Слепов, В.У. Хайретдинов</i>	
Опыт проведения комплексных измерений с использованием разнородных систем на различных этапах пуска энергоблока ВВЭР-1200	4
<i>П.А. Блохин, Ю.Е. Ванеев, В.Д. Ковалчук, Д.В. Крючков, В.В. Мёвиус</i>	
Программно-технический комплекс обоснования безопасности объектов ядерного наследия	4
<i>В.А. Кутьков, В.В. Ткаченко</i>	
Авария на АС Фукусима-Дайити как стресс-тест для национальной системы защиты населения при тяжелой аварии на атомной станции	4

ИСТОРИЯ НАУКИ

О.Ф. Кухарчук, В.А. Линник, А.П. Пышко, Ю.С. Юрьев В.Я. Пупко и космическая ядерная энергетика	4
---	---

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

О.А. Плаксин Кинетика формирования динамически устойчивых наноструктур при имплантации кварцевого стекла тяжелыми ионами с учетом распыления и диффузии	1
О.А. Плаксин Кинетика формирования динамически устойчивых наноструктур при имплантации кварцевого стекла тяжелыми ионами с учетом дрейфа имплантированной массы	2
А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.А. Трофимов Измерение напряженного состояния сварных соединений технологического оборудования и циркуляционных трубопроводов АЭС на основе теории акустоупругости	2
Е.М. Львова, А.Н. Чебесков Анализ привлекательности материалов применительно к топливному циклу быстрого реактора типа БН большой мощности	2
В.К. Милинчук, Э.Р. Клиншпонт, В.И. Белозеров, И.С. Хаврошина, Э.И. Садиков Превращения покрытий оксида алюминия при имитации факторов ядерных энергетических установок	2
С.В. Павлов Изменение изгибной жесткости ТВС ВВЭР-1000 при эксплуатации	3
Р.Ш. Асхадуллин, А.А. Осипов, Д.А. Скобеев Жидкометаллическая технология синтеза анизотропного наноструктурного аэрогеля AlOOH	4
О.В. Лаврова, А.Ю. Легких, А.Н. Стороженко Термодинамические аспекты процесса окисления металлических примесей и поверхностей сталей в расплавах тяжелых жидких металлов	4
Ф.А. Козлов, С.Г. Калякин, А.П. Сорокин, В.В. Алексеев, А.А. Труфанов, М.А. Коновалов, Е.А. Орлова Особенности технологии очистки от примесей высокотемпературного натриевого теплоносителя в быстром реакторе для производства водорода и других инновационных применений	4

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

И.Д. Фадеев, И.В. Дмитриева, С.Л. Осипов, С.А. Рогожкин Разработка и верификация программы ТР-БН для обоснования режимов нормальной эксплуатации реакторов БН	1
А.А. Догов Система моделирования и визуализации ядерных превращений – Nuclear Evolution Software	1
И.И. Дегтярёв, Ф.Н. Новоскольцов, О.А. Ляшенко, Е.В. Гулина, Л.В. Морозова Статус кода RTS&T-2014	1

<i>O.Н. Андрианова, Г.Б. Ломаков, Г.Н. Мантуров</i>	
Уточнение нейтронных констант кремния и урана на основе интегральных и дифференциальных экспериментов	1
<i>A.А. Андрианов, И.С. Купцов, Т.В. Утянская</i>	
Применение методов оптимизации для задач оценки эффективности систем ядерной энергетики с использованием среды MESSAGE	1
<i>С.И. Битюков, А.В. Максимушкина, В.В. Смирнова</i>	
Сравнение гистограмм в физических исследованиях	1
<i>В.И. Бараненко, О.М. Гулина, Н.Л. Сальников, О.Э. Мурзина</i>	
Обоснование расчетов скорости эрозионно-коррозионного износа и остаточного ресурса трубопроводов АЭС по данным эксплуатационного контроля	2
<i>О.Н. Андрианова, Г.Н. Мантуров, Е.В. Рожихин</i>	
Применение неаналоговых методов в коде MCNP для расчетного анализа измерений скоростей реакций на критических сборках БФС	2
<i>В.И. Белозеров, Е.Н. Ботько, М.М. Жук</i>	
Исследование режимов с нарушением условий охлаждения реакторной установки со стороны второго контура ВВЭР-1000	3
<i>Т.А. Фролова</i>	
Оптимизация размножающих свойств нейтронопроизводящей мишени ЭЯУ	4
<i>И.А. Паршиков, А.М. Щекатуров, Ю.А. Долгов, И.А. Ларионов</i>	
Разработка комплексной модели ИЯУ МБИР с использованием среды динамического моделирования SimInTech и расчетного кода PRISET	4

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

<i>О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин, Г.П. Титов, Д.А. Носов, А.М. Тучков</i>	
Методика использования программно-тренажерных средств при изучении специальных дисциплин	3
<i>В.А. Канке</i>	
Метанаучные основания управления ядерными знаниями	3

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

<i>А.Г. Калашников, А.Л. Мосеев, В.М. Декусар, В.В. Коробейников, П.А. Мосеев</i>	
Развитие программного комплекса CYCLE для системного анализа ядерного топливного цикла	1
<i>Д.В. Постоварова, Н.В. Ковалев, М.С. Онегин, Б.А. Бибичев</i>	
Радиационные характеристики ремикс-топлива при многократном рецикле в реакторах ВВЭР-1000	1
<i>Г.Г. Куликов, А.Н. Шмелев, Н.И. Гераскин, Е.Г. Куликов, В.А. Апсэ</i>	
Перспективный топливный цикл ядерной энергетики РФ с привлечением незначительного количества тория от термоядерного источника нейтронов с Th-бланкетом	1
<i>Ю.А. Казанский, Н.В. Иванов, М.И. Романов</i>	
Результаты трансмутации малых актинидов в спектре нейтронов реакторов на тепловых и быстрых нейтронах	2
<i>А.В. Соболев, М.В. Радченко</i>	
Использование модели пластичности Джонсона-Кука в численном моделировании бросковых испытаний контейнеров для транспортирования ОЯТ	3

ФИЗИКА В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

<i>А.В. Гулевич, А.И. Брежнев, О.Ф. Кухарчук, А.А. Суворов</i>	
О возможности оптимизации нейтронно-физических характеристик лазерной системы с накачкой от импульсного реактора	3

ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

<i>А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, А.В. Боев, О.В. Ишунина, Ю.В. Набойщиков, Н.С. Погляд, М.Г. Шаронова</i>	
Расчётно-экспериментальные исследования облучательного устройства с твэльным подогревом в реакторе БОР-60	1
<i>А.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук, А.И. Брежнев</i>	
Аналитические оценки параметров импульсов в модифицированной интегральной модели кинетики для импульсного реактора и подkritического блока	2
<i>Д.Ф. Байбаков, А.В. Годовых, И.С. Мартынов, В.Н. Нестеров</i>	
Влияние нуклидного состава топливной загрузки на размножающие и воспроизводящие свойства активной зоны реакторной установки КЛТ-40С	2
<i>В.А. Елисеев, Л.В. Коробейникова, П.А. Маслов, И.В. Малышева, В.И. Матвеев, И.В. Деменева</i>	
О возможности использования нитридного и металлического топлива в активной зоне реактора МБИР	2
<i>И.В. Шаманин, Ю.Б. Чертков, С.В. Беденко</i>	
Ториевая реакторная установка малой мощности, работающая в сверхдлинной кампании	2
<i>Г.Н. Мантуров, М.Н. Николаев</i>	
Первоочередные задачи развития систем константного обеспечения расчетов реакторов и защиты	2
<i>С.Г. Калякин, Ф.А. Козлов, А.П. Сорокин, Г.П. Богословская, А.П. Иванов, М.А. Коновалов, А.В. Морозов, В.Ю. Стогов</i>	
Исследования в обоснование высокотемпературной ядерной энергетики с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем для производства водорода	3
<i>И.А. Чусов, А.С. Шелегов, О.Ю. Кочнов</i>	
Особенности конструкций исследовательских реакторов водо-водяного типа	3
<i>А.С. Бочкарев, П.Н. Алексеев, А.С. Корсун, В.С. Харитонов</i>	
Моделирование естественной циркуляции для анализа внутренней самозащищенности быстрых натриевых реакторов	3

ХИМИЯ, ФИЗИКА И ТЕХНИКА ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ

<i>В.И. Белозеров, Э.Р. Ситдиков, Е.В. Варсанов</i>	
Влияние примесей на теплообмен в свинцовом теплоносителе	1
<i>А.Ю. Легких, Р.Ш. Асхадуллин, Р.П. Садовничий</i>	
Обеспечение коррозионной стойкости сталей в тяжелых жидкometаллических теплоносителях	1
<i>А.Ю. Легких, Р.Ш. Асхадуллин, П.Н. Мартынов, В.П. Мельников, А.Н. Стороженко</i>	
Концептуальные аспекты охлаждения корпуса плавильного агрегата тяжелым жидкometаллическим теплоносителем	2

<i>A.B. Безносов, Т.А. Бокова, О.О. Новожилова, А.Г. Мелузов, Р.А. Метринский, Э.Г. Новинский</i>	
Экспериментальные исследования процессов, сопровождающих межконтурную неплотность парогенератора в эксплуатационно-безопасных пределах в РУ с ТЖМТ	2

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

<i>Г.К. Игнатенко, П.И. Гремченко, Ю.М. Глушков</i>	
О мониторинге концентрации водорода в подпочвенном воздухе на тектоническом разломе территории, прилегающей к АЭС	2

ЭКОНОМИКА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

<i>А.В. Клименко, В.Л. Миронович</i>	
Идеология и проблемы системно-экономической оптимизации ЯЭУ	1
<i>А.В. Клименко</i>	
Вырожденные задачи оптимизации и конкурентоспособность ЯЭУ	3

ЯДЕРНАЯ МЕДИЦИНА

<i>Ю.А. Кураченко, Ю.Г. Забарянский, Е.А. Онищук</i>	
Оптимизация мишени для производства фотонейтронов	3
<i>Ю.В. Лысак, В.М. Демин, В.А. Климанов, Б.Я. Наркевич, В.Л. Ромоданов</i>	
Подход к дозиметрическому планированию радионуклидной терапии	3

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА В ЛИЦАХ. PERSONALIA

<i>А.Г. Портяной, Ю.В. Фролов</i>	
Игорь Ильич Бондаренко	4

I. CONTENTS of ISSUES of «YADERNAYA ENERGETICA» in 2016

NUCLEAR POWER PLANTS

Anokhin A.N., Kalinushkin A.E., Gorbaev V.A., Sivokon' V.P.	
NPP operator support systems: state of art and development prospects	2
Yurin V.E.	
Multifunctional backup electricity supply for NPP auxiliary needs based on combined-cycle power plant with hydrogen overheating	3
Minin S.I., Trofimov A.I., Trofimov M.A.	
Automated ultrasonic system residual stresses in the welded joints of the circulation pipe NPP	3
Minin S.I., Trofimov A.I., Trofimov M.A.	
The technology of thermal welding of the circulation piping of NPPs containing the influence of ultrasound	4
Leskin S.T., Slobodchuk V.I., Shelegov A.S.	
Analisis of VVER-1000 main circulation pump condition under operation	4
Milinchuk V.K., Klinshpont E.R., Belozerov V.I., Zagorodnyaya A.V.	
Hydrozirconium reaction in heterogeneous compositions	4

GLOBAL SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS OF NUCLEAR POWER INSTALLATIONS

Abramov L.V., Bakhmetyev A.M., Bylov I.A., Vasyuchenkov A.A.	
Development and verification of a software system for probabilistic safety analysis of nuclear installations project direction «Proryv»	1
Kachur S.A., Shakhova N.V.	
DIagnostic system based on condition turbogenerator Petri nets	1
Antonov A.V., Chepurko V.A.	
Statistical analysis of the nuclear power plant equipment failure data in non-homogeneous failure flow	3
Yuferov A.G.	
Dispersion equation for the reactivity meter	3
Netyaga N.N., Saakyan S.P., Povarov V.P.	
Assessment of risks of damage of welded joint of manifold and steam generator connection sleeve for NPP with VVER	4
Pavelko V.I., Slepov M.T., Khayretdinov V.U.	
Experience of carrying out comprehensive measurements using heterogeneous systems at various stages of the VVER-1200 power unit commissioning for operation	4
Blokhin P.A., Vaneev Yu.E., Kovalchuk V.D., Kryuchkov D.V., Mevius V.V.	
Software and technical complex for safety substantiation of nuclear legacy facilities	4
Kutkov V.A., Tkachenko V.V.	
The Fukushima-Daiichi NPP accident as a stress-test for the national system for public protection in the event of a severe nuclear power plant accident	4

HISTORY OF SCIENCE

Kukharchuk O.F., Linnik V.A., Pyshko A.P., Yuriev Yu.S. V.Ya. Pupko and Space Nuclear Power	4
--	---

NUCLEAR MATERIALS

Plaksin O.A. Dynamically stable nanostructures in heavy-ion implanted silica glass	1
Plaksin O.A. Dynamically stable nanostructures in heavy-ion implanted silica glass	2
Trofimov A.I., Minin S.I., Trofimov M.A. Measurement of the stressed state of welded joints in the NPP process components and circulation pipelines based on acoustoelasticity theory	2
L'vova E.M., Chebeskov A.N. Analyses of the attractiveness of materials as applied to the fuel cycle of large capacity fast reactor of BN-type	2
Milinchuk V.K., Klinshpont E.R., Belozerov V.I., Khavroshina I.S., Sadikov E.I. The transformation of the oxide coatings of aluminium by imitation factors of nuclear power plants	2
Pavlov S.V. In-service change in the flexural rigidity of the VVER-1000 fuel assemblies	3
Akshadullin R.Sh., Osipov A.A., Skobeev D.A. Liquid metal technology of synthesis of AlOOH anisotropic nanostructured aerogel	4
Lavrava O.V., Legikh A.Yu., Storozhenko A.N. Thermodynamic aspects of oxidation of metallic impurities and steel surfaces in heavy liquid metal melts	4
Kozlov F.A., Kalyakin S.G., Sorokin A.P., Alekseev V.V., Trufanov A.A., Konovalov M.A., Orlova E.A. Features of technology of purification from impurities of high-temperature sodium coolant in a fast reactor for hydrogen production and other innovative applications	4

MODELLING PROCESSES AT NUCLEAR FACILITIES

Fadeev I.D., Dmitrieva I.V., Osipov S.L., Rogozhkin S.A. Development and verification of the TR-BN program for validation of the normal operation modes in the BN reactors	1
Dogov A.A. Interactive information system for simulation and visualization of nuclear transformations – Nuclear Evolution Software	1
Degtyarev I.I., Novoskoltsev F.N., Liashenko O.A., Gulina E.V., Morozova L.V. RTS&T-2014 code status	1
Andrianova O.N., Lomakov G.B., Manturov G.N. Improvement both of silicon and uranium neutron data based on integral and differential experiments	1
Andrianov A.A., Kuptsov I.S., Utianskaia T.V. Application of optimization methods for nuclear energy system performance assessment by the MESSAGE software	1

<i>Bityukov S.I., Maksimushkina A.V., Smirnova V.V.</i>	
Comparison of histograms in physical research	1
<i>Baranenko V.I., Gulina O.M., Salnikov N.L., Murzina O.E.</i>	
Substantiation of FAC rate and service life estimation under operation control data	2
<i>Andrianova O.N., Manturov G.N., Rozhikhin Ye.V.</i>	
Application of MCNP nonanalog techniques for calculations of reaction rate measurements at the BFS facilities	2
<i>Belozerov V. I., Botko E.N., Zhuk M.M.</i>	
Study of regimes with disturbance of the conditions of cooling the reactor plant from the side of the secondary circuit of reactor VVER	3
<i>Frolova T.A.</i>	
Optimization of breeding properties of the spallation neutron source target for ADS	4
<i>Parshikov I.A., Dolgov Yu.A., Larionov I.A., Shchekaturov A.M.</i>	
Development of the integrated model of MBIR research reactor facility in the SmInTech simulation environment using the PRISET estimate code	4

PERSONNEL TRAINING

<i>Tashlykov O.L., Shcheklein S.E., Titov G.P., Nosov D.A., Tuchkov A.M.</i>	
Methods for using computer training facilities in studies of special disciplines	3
<i>Kanke V.A.</i>	
The metascientific foundations of nuclear knowledge management	3

FUEL CYCLE AND NUCLEAR WASTE MANAGEMENT

<i>Kalashnikov A.G., Moseev A.L., Dekusar V.M., Korobeynikov V.V., Moseev P.A.</i>	
Development of the code CYCLE for nuclear fuel cycle analysis	1
<i>Postovarova D.V., Kovalev N.V., Onegin M.S., Bibichev B.A.</i>	
Radiation characteristics of remix-fuel multirecycling in VVER-1000 reactor	1
<i>Kulikov G.G., Shmelev A.N., Geraskin N.I., Kulikov E.G., Apse V.A.</i>	
Fuel cycle of Russian nuclear power with involvement of thorium resources and thermonuclear neutron source with Th-blanket	1
<i>Kazansky Yu.A., Ivanov N.V., Romanov M.I.</i>	
The results of the transmuting minor actinides with thermal and fast reactors neutrons	2
<i>Sobolev A.V., Radchenko M.V.</i>	
Using Johnson-Cook plasticity model to drop test numerical simulation containers for spent fuel transportation	3

PHYSICS IN NUCLEAR POWER ENGINEERING

<i>Gulevich A.V., Kuharchuk O.F., Brezhnev A.I., Suvorov A.A.</i>	
On feasibility of optimizing the neutronic performance of a laser system pumped by a pulsed reactor	3

PHISICS AND TECNOLOGY OF NUCLEAR REACTORS

<i>Varivtcev A.V., Zhemkov I.Yu., Boev A.V., Ishunina O.V., Naboyshchikov Yu.V., Poglyad N.S., Sharonova M.G.</i>	
Calculations and experimental investigation of the irradiation rig with a fuel heater for the BOR-60 reactor.....	1
<i>Gulevich A.V., Kukharchuk O.F., Brezhnev A.I.</i>	
Analytical estimations of pulse parameters in the modified integral neutron kinetics model for pulsed reactor and subcritical block	2
<i>Baybakov D.F., Godovskyh A.V., Martynov I.S., Nesterov V.N.</i>	
The dependence of the nuclide composition of the fuel core loading on multiplying and breeding properties of the KLT-40S nuclear facility	2
<i>Eliseev V.A., Korobeinikova L.V., Maslov P.A., Malysheva I.V., Matveev V.I., Demeneva I.V.</i>	
On feasibility of using nitride and metallic fuel in the MBIR reactor core	2
<i>Shamanin I.V., Bedenko S.V., Chertkov Yu.B.</i>	
Thorium-loaded low-power reactor installation operated with super-long fuel residence time	2
<i>Manturov G.N., Nikolaev M.N.</i>	
Priorities in the development of nuclear constants support system for reactor and shielding calculations	2
<i>Kalyakin S.G., Kozlov F.A., Sorokin A.P., Bogoslovskaya G.P., Ivanov A.P., Konovalov M.A., Morozov A.V., Stogov V.Yu.</i>	
Investigations in a substantiation of high temperature nuclear energy technology with fast neutron reactor cooled by sodium for hydrogen production and other innovative applications	3
<i>Chusov I.A., Shelegov A.S., Kochnov O.Yu.</i>	
Design features of water-cooled research reactors	3
<i>Bochkarev A.S., Alekseev P.N., Korsun A.S., Kharitonov V.S.</i>	
Modeling of natural circulation for the inherent safety analysis of sodium cooled fast reactors	3

CHEMISTRY, PHYSICS AND TECHNOLOGY OF REACTOR COOLANTS

<i>Belozerov V.I., Situdikov E.R., Varseev E.V.</i>	
Effect of impurities content on the heat transfer in the lead coolant.....	1
<i>Legikh A.Yu., Askhadullin R.Sh., Sadovnichiy R.P.</i>	
Assurance of corrosion resistance of steels in heavy liquid metal coolants	1
<i>Legikh A.Yu., Askhadullin R.Sh., Martynov P.N., Mel'nikov V.P., Storozhenko A.N.</i>	
Conceptual aspects of melting unit vessel cooling by heavy liquid metal coolant	2
<i>Beznosov A.V., Bokova T.A., Novozhilova O.O., Meluzov A.G., Metrinsky R.A., Novinsky E.G.</i>	
Experimental studies into the processes accompanying an intercircuit steam generator break in the safe operating limits in HLMC reactor facilities	2

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

Ignatenko G.K., Gremchenko P.I., Glushkov Yu.M.

- Hydrogen concentration monitoring in subsoil air on tectonic faults
on the territory adjacent to NPP 2

ECONOMICS OF NUCLEAR POWER

Klimenko A.V., Mironovich V.L.

- System and economic optimization problems of NPPs and its ideology 1

Klimenko A.V.

- Degenerate optimization problems and competitive NPPs 3

NUCLEAR MEDICINE AND BIOLOGY

Kurachenko Yu.A., Zabaryansky Yu.G., Onischuk E.A.

- Optimization studies of photoneutron production 3

Lysak Yu.V., Dyomin V.M., Klimanov V.A.

Narkevich B.Ya., Romodanov V.L.

- Approach to radionuclide therapy dosimetry planning 3

II. АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

Абрамов Л.В.	1	Декусар В.М.	1
Алексеев В.В.	4	Деменева И.В.	2
Алексеев П.Н.	3	Демин В.М.	3
Андианов А.А.	1	Дмитриева И.В.	1
Андианова О.Н.	1, 2	Догов А.А.	1
Анохин А.Н.	2	Долгов Ю.А.	4
Аntonov A.B.	3	Елисеев В.А.	2
Алсэ В.А.	1	Жемков И.Ю.	1
Асхадуллин Р.Ш.	1, 2, 4	Жук М.М.	3
Байбаков Д.Ф.	2	Забарянский Ю.Г.	3
Бараненко В.И.	2	Загородняя А.В.	4
Бахметьев А.М.	1	Иванов А.П.	3
Беденко С.В.	2	Иванов Н.В.	2
Безносов А.В.	2	Игнатенко Г.К.	2
Белозеров В.И.	1, 2, 3, 4	Ишунина О.В.	1
Бибичев Б.А.	1	Казанский Ю.А.	2
Битюков С.И.	1	Калашников А.Г.	1
Блохин П.А.	4	Калинушкин А.Е.	2
Богословская Г.П.	3	Калякин С.Г.	3, 4
Боев А.В.	1	Канке В.А.	3
Бокова Т.А.	2	Качур С.А.	1
Ботько Е.Н.	3	Климанов В.А.	3
Бочкарёв А.С.	3	Клименко А.В.	1, 3
Брежнев А.И.	2, 3	Клиншпонт Э.Р.	2, 4
Былов И.А.	1	Ковалев Н.В.	1
Ванеев Ю.Е.	4	Ковальчук В.Д.	4
Варивцев А.В.	1	Козлов Ф.А.	3, 4
Варсеев Е.В.	1	Коновалов М.А.	3, 4
Васюченков А.А.	1	Коробейников В.В.	1
Гераскин Н.И.	1	Коробейникова Л.В.	2
Глушков Ю.М.	2	Корсун А.С.	3
Годовых А.В.	2	Кочнов О.Ю.	3
Горбаев В.А.	2	Крючков Д.В.	4
Гремченко П.И.	2	Куликов Г.Г.	1
Гулевич А.В.	2, 3	Куликов Е.Г.	1
Гулина Е.В.	1	Купцов И.С.	1
Гулина О.М.	2	Кураченко Ю.А.	3
Дегтярёв И.И.	1	Кутъков В.А.	4

Кухарчук О.Ф.	2, 3, 4	Онегин М.С.	1
Лаврова О.В.	4	Онищук Е.А.	3
Ларионов И.А.	4	Орлова Е.А.	4
Легких А.Ю.	1, 2, 4	Осипов А.А.	4
Лескин С.Т.	4	Осипов С.Л.	1
Линник В.А.	4	Павелко В.И.	4
Ломаков Г.Б.	1	Павлов С.В.	3
Лысак Ю.В.	3	Паршиков И.А.	4
Львова Е.М.	2	Плаксин О.А.	1, 2
Ляшенко О.А.	1	Поваров В.П.	4
Максимушкина А.В.	1	Погляд Н.С.	1
Малышева И.В.	2	Портяной А.Г.	4
Мантуров Г.Н.	1, 2 (2)	Постоварова Д.В.	1
Мартынов И.С.	2	Пышко А.П.	4
Мартынов П.Н.	2	Радченко М.В.	3
Маслов П.А.	2	Рогожкин С.А.	1
Матвеев В.И.	2	Рожихин Е.В.	2
Мёвиус В.В.	4	Романов М.И.	2
Мелузов А.Г.	2	Ромоданов В.Л.	3
Мельников В.П.	2	Саакян С.П.	4
Метринский Р.А.	2	Садиков Э.И.	2
Милинчук В.К.	2, 4	Садовничий Р.П.	1
Минин С.И.	2, 3, 4	Сальников Н.Л.	2
Миронович В.Л.	1	Сивоконь В.П.	2
Морозов А.В.	3	Ситдиков Э.Р.	1
Морозова Л.В.	1	Скобеев Д.А.	4
Мосеев А.Л.	1	Слепов М.Т.	4
Мосеев П.А.	1	Слободчук В.И.	4
Мурзина О.Э.	2	Смирнова В.В.	1
Набойщиков Ю.В.	1	Соболев А.В.	3
Наркевич Б.Я.	3	Сорокин А.П.	3, 4
Нестеров В.Н.	2	Стогов В.Ю.	3
Нетяга Н.Н.	4	Стороженко А.Н.	2, 4
Николаев М.Н.	2	Суворов А.А.	3
Новинский Э.Г.	2	Ташлыков О.Л.	3
Новожилова О.О.	2	Титов Г.П.	3
Новоскольцев Ф.Н.	1	Ткаченко В.В.	4
Носов Д.А.	3	Трофимов А.И.	2, 3, 4

Трофимов М.А.	2, 3, 4
Труфанов А.А.	4
Тучков А.М.	3
Утянская Т.В.	1
Фадеев И.Д.	1
Фролов Ю.В.	4
Фролова Т.А.	4
Хаврошина И.С.	2
Хайретдинов В.У.	4
Харитонов В.С.	3
Чебесков А.Н.	2
Чепурко В.А.	3
Чертков Ю.Б.	2
Чусов И.А.	3
Шаманин И.В.	2
Шаронова М.Г.	1
Шахова Н.В.	1
Шелегов А.С.	3, 4
Шмелёв А.Н.	1
Щекатуров А.М.	4
Щеклеин С.Е.	3
Юрин В.Е.	3
Юрьев Ю.С.	4
Юферов А.Г.	3

II. AUTHOR INDEX

Abramov L.V.	1	Frolova T.A.	4
Alekseev P.N.	3	Geraskin N.I.	1
Alekseev V.V.	4	Glushkov Yu.M.	2
Andrianov A.A.	1	Godovskykh A.V.	2
Andrianova O.N.	1, 2	Gorbaev V.A.	2
Anokhin A.N.	2	Gremchenko P.I.	2
Antonov A.V.	3	Gulevich A.V.	2, 3
Apse V.A.	1	Gulina E.V.	1
Askhadullin R.Sh.	1, 2, 4	Gulina O.M.	2
Bakhmetyev A.M.	1	Ignatenko G.K.	2
Baranenko V.I.	2	Ishunina O.V.	1
Baybakov D.F.	2	Ivanov A.P.	3
Bedenko S.V.	2	Ivanov N.V.	2
Belozerov V.I.	1, 2, 3, 4	Kachur S.A.	1
Beznosov A.V.	2	Kalashnikov A.G.	1
Bibichev B.A.	1	Kalinushkin A.E.	2
Bityukov S.I.	1	Kalyakin S.G.	3, 4
Blokhin P.A.	4	Kanke V.A.	3
Bochkarev A.S.	3	Kazansky Yu.A.	2
Boev A.V.	1	Kharitonov V.S.	3
Bogoslovskaya G.P.	3	Khavroshina I.S.	2
Bokova T.A.	2	Khayretdinov V.U.	4
Botko E.N.	3	Klimanov V.A.	3
Brezhnev A.I.	2, 3	Klimenko A.V.	1, 3
Bylov I.A.	1	Klinshpont E.R.	2, 4
Chebeskov A.N.	2	Kochnov O.Yu.	3
Chepurko V.A.	3	Konovalov M.A.	3, 4
Chertkov Yu.B.	2	Korobeinikova L.V.	2
Chusov I.A.	3	Korobeynikov V.V.	1
Degtyarev I.I.	1	Korsun A.S.	3
Dekusar V.M.	1	Kovalchuk V.D.	4
Demeneva I.V.	2	Kovalev N.V.	1
Dmitrieva I.V.	1	Kozlov F.A.	3, 4
Dogov A.A.	1	Kryuchkov D.V.	4
Dolgov Yu.A.	4	Kukharchuk O.F.	2, 3, 4
Dyomin V.M.	3	Kulikov E.G.	1
Eliseev V.A.	2	Kulikov G.G.	1
Fadeev I.D.	1	Kuptsov I.S.	1

Kurachenko Yu.A.	3	Novozhilova O.O.	2
Kutkov V.A.	4	Onegin M.S.	1
Larionov I.A.	4	Onischuk E.A.	3
Lavrova O.V.	4	Orlova E.A.	4
Legkikh A.Yu.	1, 2, 4	Osipov A.A.	4
Leskin S.T.	4	Osipov S.L.	1
Liashenko O.A.	1	Parshikov I.A.	4
Linnik V.A.	4	Pavelko V.I.	4
Lomakov G.B.	1	Pavlov S.V.	3
L'vova E.M.	2	Plaksin O.A.	1, 2
Lysak Yu.V.	3	Poglyad N.S.	1
Maksimushkina A.V.	1	Postovarova D.V.	1
Malysheva I.V.	2	Povarov V.P.	4
Manturov G.N.	1, 2(2)	Pyshko A.P.	4
Martynov I.S.	2	Radchenko M.V.	3
Martynov P.N.	2	Rogozhkin S.A.	1
Maslov P.A.	2	Romanov M.I.	2
Matveev V.I.	2	Romodanov V.L.	3
Mel'nikov V.P.	2	Rozhikhin Ye.V.	2
Meluzov A.G.	2	Saakyan S.P.	4
Metrinsky R.A.	2	Sadikov E.I.	2
Mevius V.V.	4	Sadovnichiy R.P.	1
Milinchuk V.K.	2, 4	Salnikov N.L.	2
Minin S.I.	2, 3, 4	Shakhova N.V.	1
Mironovich V.L.	1	Shamanin I.V.	2
Morozov A.V.	3	Sharonova M.G.	1
Morozova L.V.	1	Shchekaturov A.M.	4
Moseev A.L.	1	Shcheklein S.E.	3
Moseev P.A.	1	Shelegov A.S.	3, 4
Murzina O.E.	2	Shmelev A.N.	1
Naboyshchikov Yu.V.	1	Sitdikov E.R.	1
Narkevich B.Ya.	3	Sivokon' V.P.	2
Nesterov V.N.	2	Skobeev D.A.	4
Netyaga N.N.	4	Slepov M.T.	4
Nikolaev M.N.	2	Slobodchuk V.I.	4
Nosov D.A.	3	Smirnova V.V.	1
Novinsky E.G.	2	Sobolev A.V.	3
Novoskoltsev F.N.	1	Sorokin A.P.	3, 4

Stogov V.Yu.	3
Storozhenko A.N.	2, 4
Suvorov A.A.	3
Tashlykov O.L.	3
Titov G.P.	3
Tkachenko V.V.	4
Trofimov A.I.	2, 3, 4
Trofimov M.A.	2, 3, 4
Trufanov A.A.	4
Tuchkov A.M.	3
Utianskaia T.V.	1
Vaneev Yu.E.	4
Varivtcev A.V.	1
Varseev E.V.	1
Vasyuchenkov A.A.	1
Yuferov A.G.	3
Yuriev Yu.S.	4
Yurin V.E.	3
Zabaryansky Yu.G.	3
Zagorodnyaya A.V.	4
Zhemkov I.Yu.	1
Zhuk M.M.	3