

ПАССИВНАЯ СИСТЕМА АВАРИЙНОГО ПИТАНИЯ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ АЭС С ПАРОВОДЯНЫМ ИНЖЕКТОРОМ

А.Г. Ильченко, А.Н. Страхов, Д.Н. Магницкий

*Ивановский государственный энергетический университет имени В.И. Ленина,
г. Иваново*



Приведены результаты расчета показателей надежности систем аварийного электроснабжения (САЭ) и аварийной питательной воды (САПВ) серийного энергоблока с ВВЭР-1000. Предложено для обеспечения надежной подачи аварийной питательной воды в парогенераторы (ПГ) в режиме полного обесточивания АЭС при наложении отказов в системах САЭ и САПВ использовать дополнительную пассивную систему аварийной питательной воды с пароводяным инжектором (ПВИ), работающем на сбросном паре парогенераторов.

Проведен расчетный анализ работоспособности ПВИ при переменных параметрах пара перед инжектором, соответствующих различным моментам времени с начала пароводяного расхолаживания применительно к энергоблоку с ВВЭР-1000. Предложено для обеспечения работоспособности системы в начальный период расхолаживания производить подачу воды на инжектор из дополнительных баков запаса химобессоленной воды, расположенных в реакторном отделении на отметке 36,9 м. Показана принципиальная возможность работы системы аварийного питания ПГ с ПВИ в течение ~ 3 часов с начала расхолаживания.

Одной из аварийных ситуаций на АЭС с ВВЭР, которые могут привести к повреждению активной зоны ядерного реактора, является режим полного обесточивания АЭС. Главная опасность этого режима обусловлена прекращением электроснабжения систем безопасности АЭС, в том числе насосов системы аварийной питательной воды парогенераторов. Поскольку в режиме обесточивания аварийное расхолаживание реакторной установки (РУ) на первом этапе обеспечивается сбросом пара из ПГ через быстродействующую редуцирующую установку сброса пара (БРУ-А) в атмосферу, то после полного выпаривания воды из корпуса парогенератора отвод тепла от активной зоны реактора прекратится, и расхолаживание РУ станет невозможным.

Для обеспечения бесперебойного электроснабжения при обесточивании энергоблока на современных АЭС используется система аварийного электроснабжения, включающая в себя резервные дизель-генераторы, которые вводятся в работу по программе автоматического ступенчатого пуска при исчезновении напряжения на секции надежного питания. Всего предусматривается по три независимых канала в каждой системе САЭ.

Система аварийной питательной воды энергоблока с ВВЭР-1000 состоит из трех независимых каналов, каждый из которых включает в себя один АПЭН типа ПЭА 150-85, бак аварийного запаса химобессоленной воды (БАЗХОВ) емкостью 500 м³, соединительные трубопроводы и арматуру.

Авторами методами вероятностного анализа безопасности (ВАБ) были определены показатели надежности САПВ и САЭ для унифицированного энергоблока с ВВЭР-1000. Результаты расчетов показали, что по системе САПВ наиболее значимыми являются отказы задвижки с электроприводом, аварийного питательного электронасоса (АПЭН), обратного клапана. При этом расчетная вероятность невыполнения функции (ВНФ) одного канала САПВ получена равной $Q_{\text{кан}}=0,0421$. Учитывая, что система состоит из трех каналов, то ВНФ системы аварийной питательной воды в целом составит $Q_{\text{сист}}=7,46 \times 10^{-5}$. По системе САЭ наиболее значимыми являются отказы дизель-генератора, распределительного устройства 0,4 кВ, секции 6 кВ II группы надежности. Расчетные значения ВНФ для одного канала и системы САЭ в целом получились равными соответственно $Q_{\text{кан}}=0,0353$ и $Q_{\text{сист}}=4,4 \times 10^{-5}$. Несмотря на высокие показатели надежности систем САПВ и САЭ в целом, существует определенная вероятность того, что в случае отказа в этих системах подача аварийной питательной воды в парогенератор и отвод тепла от активной зоны реактора прекратятся.

Для исключения возможности возникновения подобных ситуаций в новых проектах АЭС предусматриваются пассивные системы отвода тепла от РУ. На действующих АЭС применение пассивных систем безопасности зачастую является трудно осуществимым. Однако в некоторых случаях, например, в системе аварийной питательной воды, пассивный принцип работы технически может быть реализован без особых затруднений.

В частности, могут быть установлены дополнительные аварийные питательные насосы с паротурбинным приводом, паровые поршневые насосы или пароводя-

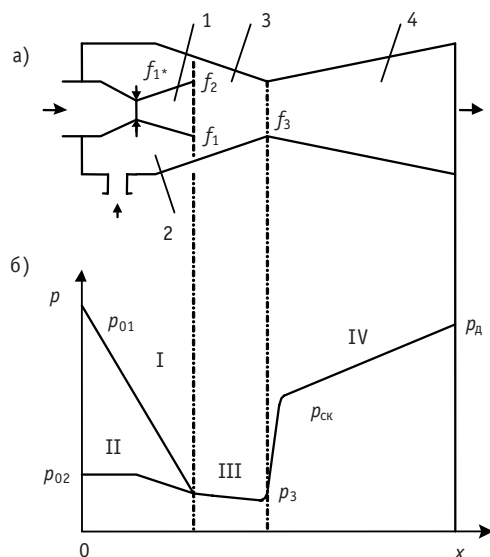


Рис. 1. Принципиальная схема пароводяного инжектора (а) и график изменения давления (б): 1 – паровое сопло; 2 – водяное сопло; 3 – камера смешения; 4 – диффузор; I – рабочий пар; II – инжектируемая жидкость; III – двухфазная смесь; IV – однофазная жидкость

ные инжекторы, для которых источником энергии служит пар, генерируемый в парогенераторах во время расхолаживания [1]. Отметим, что только САПВ с инжекторами является полностью пассивной системой. К преимуществам инжектора относятся компактность, простота конструкции, отсутствие движущихся частей.

В двухфазном инжекторе происходят процессы, физические особенности которых изучены еще недостаточно полно. Однако накоплен обширный экспериментальный материал, позволяющий выявить наиболее существенные свойства потоков газа и жидкости в инжекторе и их взаимодействие. Вследствие отсутствия в настоящее время законченной теории, которая бы исчерпывающе описывала процессы, проходящие в пароводяном инжекторе, расчет ПВИ базируется в значительной мере на эмпирических и полуэмпирических зависимостях, полученных на основе экспериментальных данных [2–4].

Как известно, пароводяной инжектор представляет собой струйный аппарат, основными элементами которого являются паровое и водяное сопла, цилиндрическая или коническая камера смешения, диффузор (рис. 1а). Рабочий пар, расширяясь в сопле, попадает в камеру смешения (КС), где происходит обмен импульсом с холодной жидкостью и одновременно его конденсация. Кроме обмена импульсом и теплообмена интенсивно протекают фазовые переходы, и структура потока на очень коротких длинах меняется от капельного до пузырькового (пенного). При этом скорость звука резко падает, и создаются условия для скачка конденсации, который сопровождается значительным повышением давления (рис. 1б). Как показано в [2, 3], наибольшая эффективность ПВИ достигается в том случае, когда скачок конденсации происходит в горле диффузора (на выходе из камеры смешения). Давление, развиваемое инжектором, достаточно сильно зависит от величины основного геометрического параметра (ОПГ), равного отношению площади горловины диффузора f_3 к площади критического сечения парового сопла f_1^* . Чем меньше значение ОПГ, тем больше давление, развиваемое инжектором. Однако при этом сужается диапазон устойчивой работы инжектора по коэффициенту инжекции (под коэффициентом инжекции u понимается отношение расхода инжектируемой жидкости к расходу рабочего пара). Очевидно, что при постоянных заданных параметрах рабочего пара и инжектируемой жидкости перед инжектором (при фиксированных геометрических характеристиках инжектора) с ростом коэффициента инжекции развиваемое инжектором давление уменьшается и наоборот. Расчеты ПВИ, проведенные по методике [2] при параметрах рабочего пара и инжектируемой воды для начала пароводяного расхолаживания реактора ВВЭР-1000 (давление пара на выходе из ПГ $p_{\text{пг}}=6,1$ МПа, давление воды перед инжектором $p_{02}=0,24$ МПа, расход воды на выходе из диффузора $G_w=41,7$ кг/с), показали, что при величине ОПГ=1,1 максимальное давление за диффузором, равное $p_d=7,3$ МПа, обеспечивается при величине коэффициента инжекции $u \approx 6-6,7$.

Для варианта с подачей воды на инжектор из штатных БАЗХОВ (рис. 2а) был принят расчетный коэффициент инжекции $u=7$. Расчетные площади критического сечения парового сопла и горла диффузора получены соответственно равными $f_1^*=5,92$ см², $f_3=6,52$ см².

Основная сложность в выборе параметров ПВИ заключается в том, что во время расхолаживания блока изменяется как давление пара в ПГ, так и требуемый расход подаваемой в парогенераторы воды. Характер изменения этих параметров от времени t определяется принятой скоростью расхолаживания dt/dt . Согласно

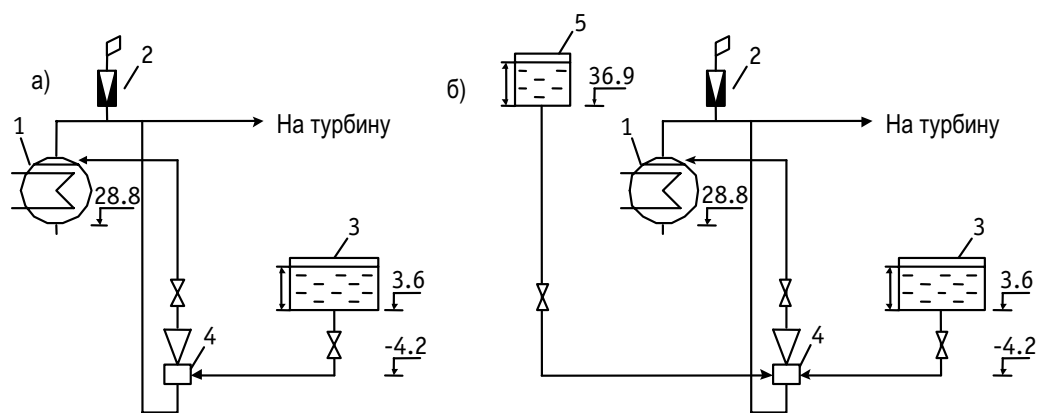


Рис. 2. Схема включения ПВИ от штатных БАЗХОВ (а) и с дополнительными баками запаса воды (б): 1 – ПГ; 2 – БРУ-А; 3 – БАЗХОВ; 4 – ПВИ; 5 – ДБАЗХОВ

эксплуатационной документации РУ с реактором В-320, в настоящее время максимальная скорость аварийного расхолаживания составляет $dt/d\tau = 30^\circ\text{C}/\text{ч}$. Поэтому авторами были произведены расчеты параметров режима расхолаживания блока с ВВЭР-1000 именно для этой скорости расхолаживания ($30^\circ\text{C}/\text{ч}$). С целью определения возможности использования ПВИ для подачи воды в ПГ в течение всего периода расхолаживания по разработанной авторами на основе методик [2, 5] математической модели были проведены расчеты ПВИ на режимы с переменными параметрами пара и воды для различных моментов времени с начала расхолаживания. В режимах работы ПВИ с пониженными по сравнению с расчетным режимом параметрами рабочего пара ($\varepsilon_1 = p_1/p_{01} \varepsilon_{1P}$) имеют место, как показали расчеты, скачки уплотнения в расширяющейся части парового сопла. При этом резко уменьшаются скорость пара на выходе из сопла и передаваемый инжeksiруемой воде импульс, что приводит даже при относительно небольших расходах воды в этих режимах к перемещению скачка конденсации из горловины диффузора в камеру смешения и срыву работы инжектора. В то же время при недогрузке инжектора скачок конденсации перемещается из горловины в расширяющуюся часть диффузора, а режим работы камеры смешения при этом не меняется. Очевидно, что при расчетной площади скачка, меньшей, чем площадь горловины диффузора ($f_{\text{ск}} < f_3$), скачок проникает в камеру смешения, и наступает срыв работы инжектора.

Анализ результатов расчетов ПВИ в режиме расхолаживания показал, что из-за быстрого спада остаточных энерговыделений в начальный период расхолаживания резко уменьшается требуемый расход воды на подпитку парогенератора. В то же время, поскольку снижение давления пара в парогенераторах происходит значительно медленнее, расход пара через паровое сопло инжектора достаточно длительное время остается равным критическому, что приводит к уменьшению коэффициента инжекции и, как следствие, к значительному повышению давления в камере смешения инжектора. При подаче воды на инжектор из штатных БАЗХОВ (рис. 2а), расположенных на относительно небольшой высоте (отм. 3,6 м), давление воды перед водяным соплом инжектора становится недостаточным для обеспечения ее подачи в камеру смешения, и происходит срыв работы инжектора. Через некоторое время, когда коэффициент инжекции вновь увеличивается, происходит восстановление работы инжектора (рис. 3). Однако примерно через 50 мин вследствие значительного увеличения коэффициента инжекции в сочетании с работой парового сопла в режиме недорасширения наступает перегрузка инжектора, скачок конденсации перемещается в камеру смешения, и вновь происходит срыв работы инжектора.

Для увеличения продолжительности работы инжектора необходимо уменьшить расчетное значение коэффициента инжекции и, соответственно, увеличить площади проходного сечения парового сопла и горла диффузора.

В то же время для обеспечения работоспособности инжектора на начальном этапе расхолаживания необходимо увеличение давления воды перед ним. Поэтому с целью обеспечения необходимого перепада давления на водяном сопле на начальной стадии расхолаживания был рассмотрен вариант с установкой дополнительных баков запаса воды общим объемом $3 \times 100 \text{ м}^3$, которые могут быть размещены в реакторном отделении на отметке 36,9 м (рис. 2б). Расчетные характеристики инжекторов для рассматриваемых вариантов приведены в табл. 1.

Анализ результатов расчета режима расхолаживания с подачей воды на ПВИ от дополнительных баков показал, что пассивная САПВ с ПВИ обеспечивает ведение режима расхолаживания РУ со скоростью $30^\circ\text{C}/\text{ч}$ в течение ~ 170 мин (до давления в ПГ $p_{\text{пг}} \approx 1,3 \text{ МПа}$) (рис. 4).

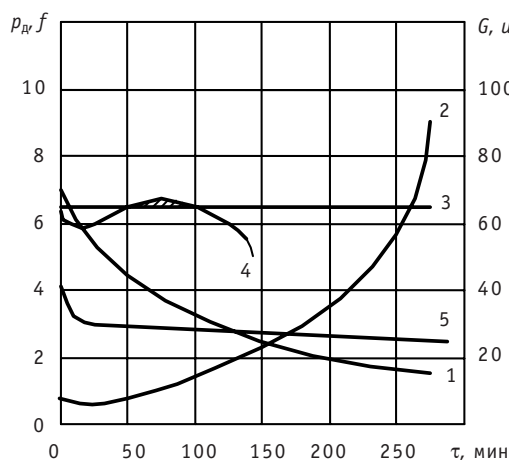


Рис. 3. Режим расхолаживания при питании ПВИ от штатных БАЗХОВ: 1 – давление за диффузором p_d , МПа; 2 – коэффициент инжекции u ; 3 – площадь горловины диффузора f_3 , см²; 4 – площадь скачка $f_{ск}$, см²; 5 – расход воды в ПГ G , кг/с

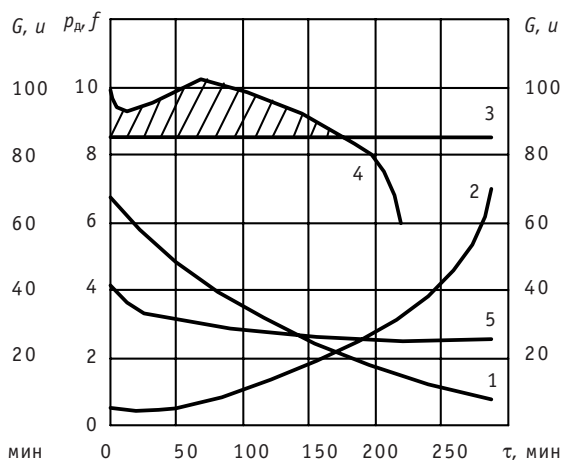


Рис. 4. Режим расхолаживания при питании ПВИ от дополнительных баков запаса воды: 1 – давление за диффузором p_d , МПа; 2 – коэффициент инжекции u ; 3 – площадь горловины диффузора f_3 , см²; 4 – площадь скачка $f_{ск}$, см²; 5 – расход воды в ПГ G , кг/с

Для дальнейшего расхолаживания необходимо использовать инжектор с другими геометрическими характеристиками. В качестве варианта можно применить также рециркуляцию воды после ПВИ в БАЗХОВ для обеспечения работы ПВИ в режиме, близком к расчетному. Таким образом, проведенное исследование выявило принципиальную возможность применения ПВИ в системе аварийного питания парогенераторов и ее работоспособность в условиях работы с переменными параметрами пара и воды.

Данная пассивная система может быть установлена в дополнение к существующей системе аварийного питания парогенераторов с АПЭН в целях обеспечения подачи воды в ПГ в режимах полного обесточивания АЭС (при отказе системы аварийного электроснабжения).

Таблица 1

Характеристики инжектора в расчетном режиме

Наименование величин	Варианты	
	Питание от штатных БАЗХОВ	Схема с дополнительными БАЗХОВ
Давление рабочего пара перед инжектором, МПа	6,09	6,09
Коэффициент инжекции	7	5
Давление в камере смешения, МПа	0,12	0,284
Расход рабочего пара, кг/с	5,21	6,97
Расход инжектируемой жидкости, кг/с	36,46	34,7
Площадь критического сечения парового сопла, см ²	5,92	7,9
Площадь выходного сечения сопла, см ²	54,5	37,2
Площадь горловины диффузора, см ²	6,52	8,69
Давление воды за диффузором, МПа	6,97	7,49

Литература

1. Ильченко А.Г. Повышение безопасности действующих АЭС с ВВЭР в режимах полного обесточивания/Тез. докл. Междунар. науч.-техн. конф. «VIII Бенардосовские чтения». – Иваново, 1997. – С.149.
2. Циклаури Г.В., Данилин В.С., Селезнев Л.И. Адиабатные двухфазные течения. – М.: Атомиздат, 1973. – 448 с.
3. Фисенко В.В. Сжимаемость теплоносителя и эффективность работы контуров циркуляции ЯЭУ. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 200 с.
4. Соколов Е.Я., Зингер Н.М. Струйные аппараты. – 3-е изд., перераб. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 352 с.
5. Дейч М.Е., Филиппов Г.А. Газодинамика двухфазных сред. – М.: Энергоиздат, 1981.

Поступила в редакцию 31.10.2007

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.58

System Analysis of Verbal Communication between NPP Main Control Room Operators during Abnormal Situations \ A.N. Anokhin, N.V. Pleshakova, V.A. Chepurko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 12 pages, 2 tables, 6 illustrations. – References, 11 titles.

Communication plays an important role in the joint mental activity of main control room team members at a Nuclear Power Plant (NPP). The communication which takes place when operators are dealing with an emergency scenario at the full scope simulator of VVER-1000 power unit has been analysed by the authors of the present paper. The experienced operators were interviewed and the series of four experimental trials were conducted. As a result of analysis of gathered data six types of communication were identified and described, and their relative proportions and other numeric characteristics were estimated. The main shaping factors influencing the communication were revealed and assessed. The most important of them are the noise caused by acoustic alarm signals and intensive talking, and the lack of time inducing the operators to cut out the wording of their verbal messages. The ways used by the operators in order to improve communication were revealed as well as additional recommendations of ways as to increase efficiency of communication were formulated.

УДК 621.039.564

single Module of Hydrogen Monitoring System within NPP Containment \ S.V. Bogdanov, S.N. Berezhnoy, S.G. Kalyakin, A.A. Lukyanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 5 pages, 4 illustrations. – References, 3 titles.

The operation principle and the configuration of the single module are described, which is used to measure oxygen concentration inside the containment compartments as a part of the hydrogen monitoring system. The measuring complex of hydrogen and oxygen gas analyzers based on a single module is presented, which is designed for operation under beyond-design-basis accident conditions.

УДК 621.039.586

Adaptation of Standard Emergency Analysis Approach for BN-Type Reactors \ Y.M. Volkov, A.I. Voropaev, S.T. Leskin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 3 illustrations. – References, 7 titles.

In article described the standard approach adaptation of nuclear power plants emergency analysis for NPP with BN-type reactor. Approach implementation is meant for minimizing of dangerous impact of radiation for plant personnel, inhabitants and environment by means of special technical measures and organizational activity.

УДК 519.7:519.22

Method of Reliability Indices of Systems of the Nuclear Power Station Assessment in a Non-Homogeneous Failure Flow \ K.A. Ivanova, M.A. Skiba, V.A. Chepurko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 10 pages, 7 illustrations. – References, 12 titles.

The paper considers mathematical models and methods for calculating reliability indices of systems which probabilistic characteristics can vary in time. The equation for the availability function of a system in the up or failed state at any time is derived. New reliability indices of the joint event flows are derived and defined. Some their properties are presented. The relationship between new reliability indices and the failure and recovery distribution time using two-dimensional integral Volterra equation 2-nd sort is shown too. A new mathematical model allows the monotonous transformation of two independent recurrent failure and recovery flows arbitrarily. This, for example, allows to calculate the availability function of an ageing system. Equations for resource characteristics are deduced within the model and the practical example of their calculation is considered.

УДК 621.039.58

Passive system with steam-water injector for emergency supply of steam generators of the NPP \ A.G. Ilchenko, A.N. Strakhov, D.N. Magnitsky; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). –

Obninsk, 2009. – 6 pages, 1 table, 4 illustration. – References 5 titles.

The result of calculation the indicators of emergency electrical power safety (EEPS) and emergency feedwater (EFW) of serial Power Unit with VVER-1000, are shown. We suggest using a steam-water injector (SWI) working on steam generators dump steam for water supply of steam generators in a blackout mode of NPP with VVER-1000 (PWR).

Calculated analysis of SWI is conducted at variable parameters of steam at the entrance to injector, corresponding to various moments of time from the beginning of steam-and-water damping with reference to the power unit with VVER-1000. For providing the working of the system it is suggested at the primary period of aftercooling to make water on injector from additional tanks of the sum of chemically saltless water. These additional tanks are based in the reactor hall at the level of 36,9 meters. The fundamental opportunity of operation of steam generators emergency supply system with SWI during ~ 3 hours from the beginning of damping is shown.

УДК 519.7:621.039

A Reliability Model for Safety System-Protected Object Complex with Periodic Testing of Safety System \ A.I. Pereguda, D.A. Timashov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 1 table, 1 illustration. – References, 5 titles.

In this paper an advanced safety system-protected object complex reliability model has been proposed, assuming the safety system has a complex structure. The model can be used to estimate such reliability indices as mean time to failure and probability of failure prior to time t . The proposed model can be easily used for different types of objects like nuclear power plants and others. This model is more computationally efficient than Markov and semi-Markov models especially for large systems.

УДК 621.039.538

Application of the risk analysis for calculating of the integral characteristics of the environmental radioactivity in the areas of Nuclear Power Plants \ I.I. Kryshev, E.K. Khandogina, A.Yu. Pakhomov, A.I. Kryshev, K.D. Sanina; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 5 tables. – References, 12 titles.

Methodology and assessments of the integral characteristics of the radioactivity of the atmosphere, water bodies and soil on basis of risk analysis are presented.

УДК 621.039.512

The Peculiarities of Nuclear Reactor Space Kinetic at the Space-Depended Part of Delayed Neutrons \ Yu.N. Volkov, V.I. Naumov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 10 pages, 2 tables, 2 illustrations. – References, 6 titles.

At this paper the results of qualitative analysis of space reactor kinetics at the space-depended part of delayed neutrons and distributed control system have been represented. The analysis based on one-dimensions, one-group diffusion reactor model with one effective group of delayed neutrons. The possibility and conditions of implementing of averaged part of delayed neutrons for the reactor kinetic analysis are under discussions.

УДК 621.039.51

Neutron Density Probabilistic Characteristics in Nuclear Reactor with Stochastic Disturbance in Medium Properties \ A.M. Zagrebayev, V.A. Nasonova; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 4 illustrations. – References, 23 titles.

A 1-dimensional reactor mathematical model with neutronic and thermal feedbacks and automatic control system is described. This model is used for neutron density statistical properties research in nuclear reactor with stochastic disturbance in medium properties. The results of modeling and statistical analysis of in-core data in RBMK nuclear reactor are given.

УДК 621.039.548

Methodical Peculiarities and Results of Experimental Investigation of the Physical Characteristics of the SM Reactor Converted to New Fuel \ A.Yu. Krasnov, A.P. Malkov, A.L. Petelin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 6 tables, 3 illustrations. – References, 15 titles.