

## ВЕРОЯТНОСТНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ В ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ ПРИ СЛУЧАЙНЫХ ВОЗМУЩЕНИЯХ В СВОЙСТВАХ СРЕДЫ

**А.М. Загребаев, В.А. Насонова**

*Московский инженерно-физический институт (государственный университет),  
г. Москва*



Описывается математическая модель одномерного реактора с нейтронно-физическими и теплофизическими обратными связями, системой автоматического регулирования для исследования статистических свойств плотности потока нейтронов в ядерном реакторе при случайных возмущениях в свойствах среды. Приводятся результаты моделирования и статистической обработки данных внутриреакторного контроля реактора РБМК.

### ВВЕДЕНИЕ

Статистический подход к реактору как к объекту исследования начал складываться в конце сороковых годов прошлого века благодаря тому, что в основе работы реактора лежат процессы взаимодействия нейтронов с веществом, имеющие по своей природе стохастический характер. Большинство статистических методов для определения важных для безопасности параметров, например, константы спада числа мгновенных нейтронов, были развиты для реакторов нулевой мощности. Эти методы получили название «нейтронных шумов». Основы экспериментальной практики и теории шумов были заложены Росси, Фейнманом, Палом и др. Этот этап развития шумовых методов вплоть до начала семидесятых годов подробно изложен в работе [1].

Развитие ядерной энергетики потребовало применения шумовых методов в энергетических реакторах. При этом флуктуации нейтронной плотности, обусловленные статистической природой взаимодействия нейтронов с ядрами, становятся малыми и отходят на второй план по сравнению с флуктуациями, обусловленными случайными изменениями в размножающих свойствах среды. Понятно, что нейтронные шумы реактора теперь уже содержат информацию обо всех обратных связях, включая систему регулирования. Современные методы анализа нейтронных шумов решают, по сути, две задачи: диагностику состояния активной зоны (вибрации органов регулирования, нестабильность поведения теплоносителя, обнаружение посторонних включений, закипание теплоносителя и др.) и определение параметров физических процессов, например, коэффициентов реактивности. Обширная литература по этой физической проблеме касается, в основном,

реакторов с водой под давлением [2–15]. Вопросам диагностики физических характеристик реактора РБМК посвящена, например, работа [16]. Поскольку в реально работающем реакторе в силу действия многочисленных случайных факторов и пространственно распределенных обратных связей поле нейтронов принципиально носит случайный характер, представляется, что следовало бы говорить о поле нейтронов как случайной функции в пространстве и времени, исчерпывающей характеристикой которой является закон распределения, а моментными функциями – математическое ожидание и корреляционная функция. При таком подходе могут открыться новые возможности как в теоретическом, так и в практическом аспекте анализа реактора как информационной системы. Например, информация о величине коэффициентов реактивности по температуре топлива и паросодержанию играет важную роль в обеспечении ядерной безопасности мощных энергетических реакторов РБМК. Их определению уделяется большое внимание, однако при этом требуется организация специального эксперимента [17] и запись информации с высокой частотой. Вместе с тем, поскольку статистические характеристики плотности потока нейтронов, например закон распределения и его моментные функции, должны отражать физические процессы в активной зоне, возникает вопрос: какова эта зависимость и можно ли ее использовать для определения физических характеристик реактора? Для выяснения этого вопроса целесообразно создание такой математической модели, которая, с одной стороны, отражает все существенные процессы, протекающие в активной зоне ядерного реактора, а с другой – позволяет проводить статистические эксперименты, связанные с набором большого объема статистического материала. По мнению авторов, одномерная модель реактора с распределенными обратными связями и флуктуирующими свойствами удовлетворяет этим требованиям [18].

### **МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ РЕАКТОРА С ПРОСТРАНСТВЕННО-РАСПРЕДЕЛЕННЫМИ ОБРАТНЫМИ СВЯЗЯМИ И СЛУЧАЙНЫМИ ВОЗМУЩЕНИЯМИ В СВОЙСТВАХ СРЕДЫ**

В качестве основы для создания математической модели с флуктуирующими параметрами был принят подход Шефа и Альбрехта [19, 20] и В.К. Горюнова [21, 22], в котором для получения статистических характеристик плотности потока нейтронов использовались стохастические уравнения. В состав математической модели входят следующие компоненты.

- Стохастическое уравнение для плотности потока нейтронов – уравнение реактора в одногрупповом диффузионном приближении с флуктуирующим сечением поглощения и управлением (локальным и интегральным):

$$\begin{aligned} \frac{1}{v} \frac{\partial \varphi}{\partial t} = \frac{d}{dx} \left( D(x) \frac{d}{dx} \varphi(x, t) \right) + [(1 - \beta) K_{\infty}(x, t) - 1] (\Sigma_a(x) + \xi(x, t)) \varphi(x, t) + \\ + \lambda C(x, t) - \sigma_x X(x, t) \varphi(x, t) - \sigma_{sm} S_m(x, t) \varphi(x, t) - \Sigma_p(x, t) \varphi(x, t); \end{aligned} \quad (1)$$

$$\varphi(0) = \varphi(H) = 0,$$

где  $\varphi$  – плотность потока нейтронов;  $v$  – скорость нейтронов;  $D$  – коэффициент диффузии нейтронов;  $\Sigma_a$  – макроскопическое сечение поглощения нейтронов;  $K_{\infty}$  – коэффициент размножения;  $\beta$  – доля запаздывающих нейтронов;  $\lambda$  – постоянная распада ядер предшественников запаздывающих нейтронов;  $C$  – концентрация ядер предшественников запаздывающих нейтронов;  $\Sigma_p$  – макроскопическое сечение поглощения органов регулирования;  $\xi$  – флуктуирующий параметр, отражающий случайные изменения размножающих свойств среды;  $\sigma_x$ ,  $\sigma_{sm}$  – соответственно микроскопические сечения поглощения нейтронов ядрами ксенона и

самария;  $X$ ,  $Sm$  – соответственно концентрации ксенона и самария;  $H$  – экстраполированная высота реактора.

• Связь коэффициента размножения с изменением теплофизических параметров (замыкание системы уравнений через коэффициенты реактивности):

$$K_{\infty}(x, t) = K_{\infty 0}(x) + \alpha_T(x) \delta T_T(x, t) + \alpha_{TH}(x) \delta T_{TH}(x, t) + \alpha_{GP}(x) \delta T_{GP}(x, t) + \alpha_{\eta}(x) \delta \eta(x, t),$$

$$K_{\infty 0}(x) = \frac{\nu_f \Sigma_f(x)}{K_{эф} \Sigma_a(x)}, \quad (2)$$

где  $K_{\infty 0}$  – коэффициент размножения, обусловленный данной конфигурацией загрузки;  $\alpha_T$ ,  $\alpha_{TH}$ ,  $\alpha_{GP}$ ,  $\alpha_{\eta}$  – коэффициенты реактивности по температуре топлива, теплоносителя, графита и паросодержанию соответственно;  $\delta T_T$ ,  $\delta T_{TH}$ ,  $\delta T_{GP}$ ,  $\delta \eta$  – отклонения соответственно температуры топлива, теплоносителя, графита и объемного паросодержания от стационарного состояния;  $\nu_f$  – среднее число нейтронов деления на один поглощенный нейтрон;  $\Sigma_f$  – макроскопическое сечение деления.

• Уравнения системы регулирования. В случае регулирования интегральной мощности изменение сечения поглощения происходит во всех точках активной зоны на одну и ту же величину (3), а для локального регулирования изменение происходит только в той области, в которой произошло отклонение плотности потока нейтронов за пределы допустимых значений (4):

$$\Sigma_{aДоб} = 0, \text{ при } \left| \frac{W(t) - W_0}{W_0} \right| < y_0, \text{ иначе } \Sigma_{aДоб} = k \frac{W(t) - W_0}{W_0}; \quad (3)$$

$$\Sigma_{aДоб}(x) = 0, \text{ при } \left| \frac{\varphi(x, t) - \varphi_0(x)}{\varphi_0(x)} \right| < c_0, \text{ иначе } \Sigma_{aДоб}(x) = k_1 \frac{\varphi(x, t) - \varphi_0(x)}{\varphi_0(x)}, \quad (4)$$

где  $\Sigma_{aДоб}$  – дополнительное поглощение, вносимое при перемещении стержней регулирования;  $W_0$  – планируемое значение мощности реактора;  $W(t)$  – текущее значение мощности;  $\varphi(x)$  – планируемое значение плотности потока нейтронов;  $k$ ,  $k_1$  – коэффициенты усиления;  $y_0$ ,  $c_0$  – пороговое значение, при достижении которого включается регулятор.

• Уравнения обратных связей

Уравнение для концентрации ядер предшественников запаздывающих нейтронов

$$\frac{\partial C(x, t)}{\partial t} = \beta K_{\infty}(x, t) \Sigma_a(x) \varphi(x, t) - \lambda C(x, t). \quad (5)$$

Уравнения отравления ксеноном и самарием:

$$\frac{\partial J(x, t)}{\partial t} = \gamma_J \Sigma_f(x) \varphi(x, t) - \lambda_J J(x, t),$$

$$\frac{\partial X(x, t)}{\partial t} = \lambda_J J(x, t) - \lambda_X X(x, t) - \sigma_X X(x, t) \varphi(x, t), \quad (6)$$

$$\frac{\partial Pm(x, t)}{\partial t} = \gamma_P \Sigma_f(x) \varphi(x, t) - \lambda_P Pm(x, t),$$

$$\frac{\partial Sm(x, t)}{\partial t} = \lambda_P Pm(x, t) - \sigma_{Sm} Sm(x, t) \varphi(x, t), \quad (7)$$

где  $J$  – концентрация ядер йода;  $\lambda_J$ ,  $\lambda_X$  – постоянные распада ядер йода и ксенона;  $\gamma_J$  – выход йода;  $Pm$  – концентрация ядер прометия;  $\lambda_P$  – постоянная распада ядер прометия;  $\gamma_P$  – выход прометия.

Уравнения для температуры топлива

$$\frac{\partial T_T(x,t)}{\partial t} = \frac{E_f \Sigma_f(x) \varphi(x,t)}{c_T \rho_T} - \frac{T_T(x,t) - T_{TH}(x,t)}{\tau_T}, \quad (8)$$

где  $T_T$  – температура топлива;  $T_{TH}$  – температура теплоносителя;  $E_f$  – энергия на один акт деления;  $c_T$  – удельная массовая теплоемкость топлива;  $\rho_T$  – плотность топлива;  $\tau_T$  – постоянная времени топлива.

Уравнение для температуры замедлителя

$$\frac{\partial T_{ГР}(x,t)}{\partial t} = \frac{\gamma E_f \Sigma_f(x) \varphi(x,t)}{c_{ГР} \rho_{ГР}} - \frac{T_{ГР}(x,t) - T_{TH}(x,t)}{\tau_{ГР}}, \quad (9)$$

где  $T_{ГР}$  – температура графита;  $c_{ГР}$  – удельная массовая теплоемкость графита;  $\rho_{ГР}$  – плотность графита;  $\tau_{ГР}$  – постоянная времени графита;  $\gamma$  – доля тепла, выделенного в графите.

Уравнения для температуры теплоносителя и паросодержания:

$$\begin{aligned} T_{TH}(z) &= T_{BX} + \frac{1}{G(x)C_p} \int_0^z q_l(\tau, x) d\tau \text{ для } z < z_H; \\ T_{TH}(z) &= 284^\circ \text{C для } z \geq z_H; \\ q_l = \text{const}; \quad z_H(x) &= \frac{H_K(T_H - T_{BX})G(x)C_p}{W(x)}; \quad W(x) = \int_0^{H_K} q_l(\tau, x) d\tau; \\ T_{TH}(x, t) &= \frac{\int_0^{H_K} T(z) dz}{H_K}, \end{aligned} \quad (10)$$

где  $G$  – расход воды через сечение с координатой  $x$ ;  $H_K$  – высота активной зоны;  $C_p$  – теплоемкость воды;  $T_H$  – температура насыщения;  $T_{BX}$  – температура воды при входе;  $q_l$  – удельное линейное энерговыделение.

$$\tilde{x}(z) = \frac{1}{Gr} \int_{z_H}^z q_l(\tau, x) d\tau; \quad \tilde{x}(x, t) = \frac{\int_0^{H_K} x(z) dz}{H_K}; \quad \eta = \left[ 1 + \frac{\rho''(1 - \tilde{x})}{\rho' \tilde{x}} \right]^{-1}, \quad (11)$$

где  $\rho''$  – плотность пара;  $r$  – удельная теплота парообразования;  $\tilde{x}$  – массовое паросодержание;  $\eta$  – объемное паросодержание;  $\rho'$  – плотность воды на линии насыщения.

На основе описанной модели был создан программный комплекс и проведены статистические исследования плотности потока нейтронов.

## РЕЗУЛЬТАТЫ СТАТИСТИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ

На рисунке 1 показаны результаты статистического эксперимента, отражающие распределение дисперсии плотности потока нейтронов по размеру активной зоны при учете действия той или другой обратной связи. Рассматривался реактор со следующими характеристиками: однородная загрузка; ширина 10 м; число зон, в которые вносятся возмущения, 40. Возмущения вносятся в макроскопическое сечение поглощения, разыгрываются по нормальному закону, уровень шума 0,1%; суммарный мощностной коэффициент реактивности (по топливу и по пару) –  $1.1 \cdot 10^{-5}$ ; коэффициент реактивности по замедлителю  $5.4 \cdot 10^{-5}$ ; уставка ЛАР 10%, возмущения вносятся раз в 10 с.

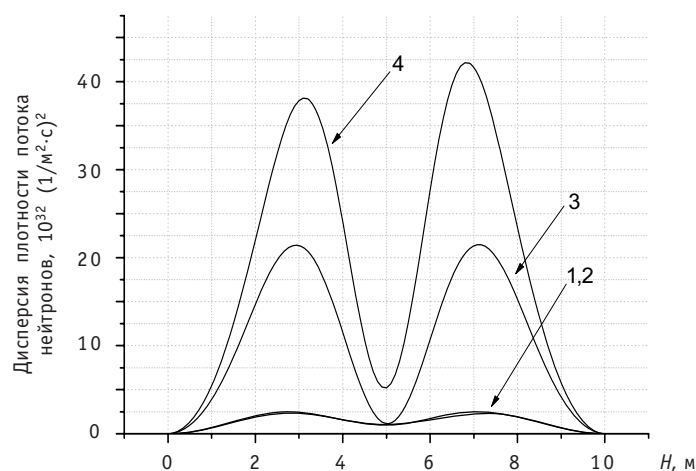


Рис. 1. Распределение дисперсии плотности потока нейтронов по длине активной зоны: 1 – обратная связь только по запаздывающим нейтронам; 2 – по запаздывающим нейтронам и температуре топлива; 3 – по запаздывающим нейтронам, температуре топлива и температуре замедлителя; 4 – по запаздывающим нейтронам, температуре топлива, температуре замедлителя и ксенону

Как видно из рисунка, дисперсия растет к периферии активной зоны, и ее величина тем больше, чем большее число обратных связей действует в реакторе. В то же время, математическое ожидание плотности потока нейтронов как функция координаты практически не зависит от наличия обратных связей.

Законы распределения плотности потока в фиксированных точках активной зоны различаются для точек в центре и на периферии (рис.2а), результаты приведены для случая, когда учитываются обратные связи по запаздывающим нейтронам и температуре топлива. Также законы различаются в зависимости от наличия той или иной обратной связи (рис.2б).

Из приведенных выше результатов видно, что помимо изменения значений дисперсий существенно меняются законы распределения плотности потока в фиксированной точке реактора при наличии различных обратных свя-

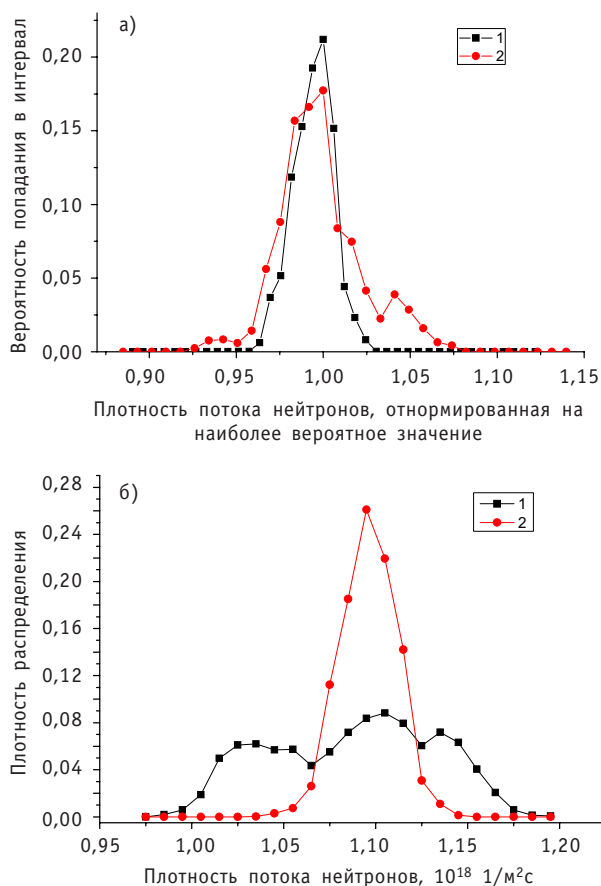


Рис.2. Гистограмма распределения плотности потока нейтронов а): 1 – в центре; 2 – на периферии; б): 1 – обратные связи по запаздывающим нейтронам, температуре топлива и температуре замедлителя; 2 – по запаздывающим нейтронам и температуре топлива

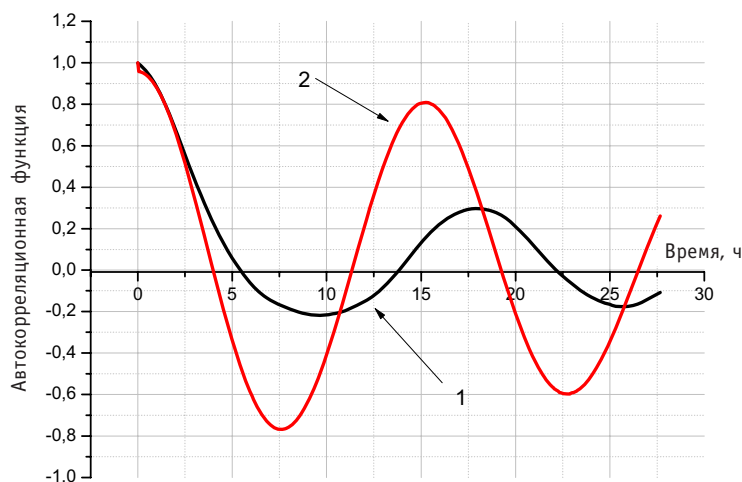


Рис. 3. Автокорреляционные функции: 1 – плотности потока нейтронов, полученной на модели; 2 – тока ДКЭ(в)

зей (законы распределения «отслеживают» наличие обратных связей). Проверка факта изменения законов распределения сводилась к проверке гипотез об однородности выборок по критерию  $\chi^2$  [23]. Результаты расчетов показали, что гипотезу о совпадении законов распределения следует отвергнуть.

Результаты моделирования сравнивались с экспериментальными данными в части анализа ксеноновых колебаний. На рисунке 3 показана модельная автокорреляционная функция плотности потока нейтронов и автокорреляционная функция тока одной из секций датчика контроля энерговыделения по высоте (ДКЭ(в)) в реакторе РБМК. Данные были взяты за период 01.10.2006–05.10.2006 с Курской станции. Из рисунка видно, что и модельная, и экспериментальная автокорреляционные функции отражают наличие высотных ксеноновых колебаний.

На модели было исследовано также влияние коэффициента реактивности по мощности на значение дисперсии плотности потока нейтронов при возникновении ксеноновых колебаний. Оказывается, что дисперсия плотности потока нейт-

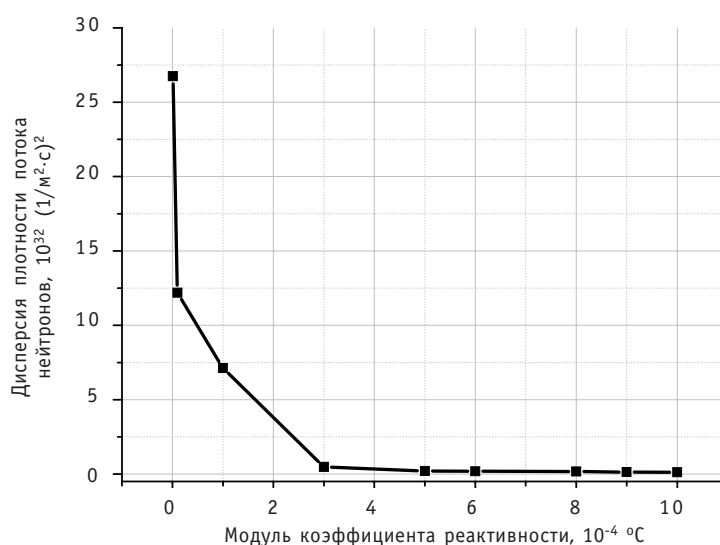


Рис. 4. Зависимость дисперсии плотности потока нейтронов от модуля коэффициента реактивности

ронов в выбранной пространственной точке зависит от величины отрицательного мощностного коэффициента реактивности (см. рис. 4).

Это обстоятельство представляет практический интерес, так как свидетельствует о принципиальной возможности определения в пассивном эксперименте мощностного коэффициента реактивности по дисперсии плотности потока нейтронов.

Таким образом, даже первичный анализ полученных на модели данных показал, что они отражают физические процессы, происходящие в активной зоне реактора, и имеется принципиальная возможность на основе статистических характеристик определять параметры реактора в пассивном эксперименте.

### Литература

1. Уриг Р. Статистические методы в физике ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1974.
2. Aguilar O., For G. Monitoring temperature reactivity coefficient by noise method in a NPP at full power//Annals of Nuclear Energy. – 1987. – 14. – p. 521-526.
3. Demaziere C., Pazsit I. Theory of neutron noise induced by spatially randomly distributed noise sources/Proceedings of PHYSOR2000 (Pittsburgh, Pennsylvania, USA, 7-12 May 2000).
4. Herr J.D., Thomas J.R. Noise analysis for monitoring the moderator temperature coefficient of pressurized water reactors: II. Experimental//Nuclear Science and Engineering. – 1991. – 108. – P. 341-346.
5. Housiadas C., Antonopoulos-Domis M. The effect of fuel temperature on the estimation of the moderator coefficient in PWRs//Annals of Nuclear Energy. – 1999. – 26. – P. 1395-1405.
6. Kostic L.J., Runkel J., Stegemann D. Thermohydraulics surveillance of pressurized water reactors by experimental and theoretical investigations of the low frequency noise field//Progress in Nuclear Energy. – 1988. – 21. – P. 421-430.
7. Kostic L. Monitoring of the temperature reactivity coefficient at the PWR nuclear power plant//Annals of Nuclear Energy. – 1997. – 24. – P. 55-64.
8. Laggiard E., Runkel J. Evaluation of the moderator temperature coefficient of reactivity in a PWR by means of noise analysis//Annals of Nuclear Energy. – 1997. – 24. – P. 411-417.
9. Laggiard E., Runkel J. Noise analysis estimation of the moderator temperature coefficient for a PWR fuel cycle//Annals of Nuclear Energy. – 1999. – 26. – P. 149-156.
10. Pazsit I. Two-phase flow identification by correlation techniques//Annals of Nuclear Energy. – 1986. – 13. – P. 37-41.
11. Shieh D.J., Upadhyaya B.R., Sweeney F.J. Application of noise analysis technique for monitoring the moderator temperature coefficient of reactivity in pressurized water reactors//Nuclear Science and Engineering. – 1987. – 95. – P. 14-21.
12. Sweeney F.J. In-core coolant velocity measurements in a pressurized water reactor using temperature-neutron noise cross-correlation//Transactions of the American Nuclear Society. – 1984. – 46. – P. 736-738.
13. Thomas J.R., Herr J.D., Wood D.S. Noise analysis method for monitoring the moderator temperature coefficient of pressurized water reactors. I. Theory//Nuclear Science and Engineering. – 1991. – 108. – P. 331-340.
14. Upadhyaya B.R., Shieh D.J., Sweeney F.J., Glockler O. Analysis of in-core dynamics in pressurized water reactors with application to parameter monitoring//Progress in Nuclear Energy. – 1988. – 21. – P. 261-269.
15. Williams M.M.R. The effect of random material density on reactor criticality//Atomkernenergie. – 1973. – 22. – P. 248-250.
16. Воронцов Б.А., Емельянов И.Я., Подлазов Л.Н. и др. Вопросы диагностики физических характеристик РБМК по нейтронным шумам//Атомная энергия. – 1980. – Т. 48. – Вып. 3. – С. 145-148.
17. Комплексная методика определения физических и динамических характеристик реакторов РБМК-1000. РДЭО-0137-98. – М.: Министерство РФ по атомной энергии. Концерн Росэнергоатом.
18. Загребяев А.М., Насонова В.А. Математическое моделирование и исследование статистических характеристик плотности потока нейтронов в ядерном реакторе при случайных возмущениях/Препринт №002-2008. – М.: МИФИ, 2008. – 40 с.

19. *Sheff J.R., Albrecht R.W.* The Space Dependence of Reactor Noise, I-Theory//Nuclear Science and Engineering. – 1966. – V. 24. – № 3. – P. 246.
20. *Sheff J.R., Albrecht R.W.* The Space Dependence of Reactor Noise, II- Calculations//Nuclear Science and Engineering. – 1966. – V. 26. – № 2. – P. 207.
21. *Горюнов В.К.* Пространственные флуктуации распределения нейтронов и мощности в критическом реакторе//Атомная энергия. – 1978. – Т. 44. – Вып. 4. – С. 357-359.
22. *Горюнов В.К.* Перекосы поля нейтронов в реакторах при случайно распределенных возмущениях макросечений//Атомная энергия. – 1980. – Т. 49, – Вып. 5. – С. 321-323.
23. *Айвазян С.А. и др.* Прикладная статистика: основы моделирования и первичная обработка данных. – М.: Финансы и статистика, 1983. – 471 с.

Поступила в редакцию 17.04.2009



*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.*