

---



---

**ЭКСПЛУАТАЦИЯ ОБЪЕКТОВ  
АТОМНОЙ ОТРАСЛИ**


---



---

УДК 621.039.55

## К ВОПРОСУ О ЗАПАЗДЫВАЮЩИХ НЕЙТРОНАХ В РЕАКТОРАХ С УРАНОВЫМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ

© 2017 П.А. Пономаренко, С.С. Безотосный, М.А. Фролова, В.А. Морозова

*Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования  
«Севастопольский государственный университет», Севастополь, Россия*

Статья посвящена теоретической оценке физической доли запаздывающих нейтронов в активной зоне реактора на тепловых нейтронах, тепловыделяющие элементы которого содержат только урановое топливо, до начала физического пуска.

Одной из самых ответственных и потенциально опасных ядерных процедур в эксплуатации любого реактора является его первый физический пуск. В процессе первого физического пуска экспериментально определяют величину эффективной доли запаздывающих нейтронов, критическое положение органов СУЗ и их физические характеристики в долях эффективной доли, а также коэффициенты реактивности. Ключевым моментом в этом комплексе мероприятий является эффективная доля запаздывающих нейтронов, являющаяся произведением физической доли и ценности запаздывающих нейтронов.

*Ключевые слова:* атомная энергетика, ядерный реактор, доля запаздывающих нейтронов, ядерная безопасность, активная зона, реактивность, низкообогащенное топливо, уран, коэффициент размножения, число ядер, первый физический пуск, ценность запаздывающих нейтронов.

Поступила в редакцию: 05.12.2017.

При принудительном делении тепловыми нейтронами ядра  $^{235}_{92}\text{U}$  в среднем на один акт деления выделяется 2,44 нейтрона.

99,36% нейтронов деления выделяется за время  $10^{-14}$  с, и они называются мгновенными нейтронами деления. 0,64 % нейтронов деления выделяется в отрезок времени  $10^{-14} \div 80$  с, и они называются запаздывающими. Число 0,064% (0,0064) называют физической долей запаздывающих нейтронов, и обозначим его  $\beta_{\text{физ}}$ . Эта величина является основой другой величины  $\beta_{\text{эф}}$  и является главным параметром безопасности.

Как правило, ядерное топливо энергетических реакторов на тепловых нейтронах состоит из  $^{235}_{92}\text{U}$  и  $^{238}_{92}\text{U}$ , причем обогащение ураном-235 не должно превышать 20% (решение МАГАТЭ). Если  $^{235}_{92}\text{U}$  делится нейтронами всех энергий реакторного спектра (0,005 эВ – 18 МэВ), то  $^{238}_{92}\text{U}$  делится только нейтронами с энергией  $E_{\text{н}}^{\text{гп}} > 1,1$  МэВ. Доля ядер U-238 разделившихся принудительно быстрыми нейтронами учитывается коэффициентом размножения на быстрых нейтронах  $\epsilon$ , и его величина всегда больше единицы. При делении ядер  $^{238}_{92}\text{U}$  большая часть нейтронов деления образуется в течении  $10^{-14}$  с, а физическая доля запаздывающих нейтронов при делении ядра урана-238 составляет  $\beta_{\text{д}}^{\text{физ}} = 1,55$  % (0,0155) [12]. Следовательно, активная зона энергетического реактора на тепловых нейтронах будет характеризоваться средней физической долей запаздывающих нейтронов, зависящей от  $\beta_{\text{д}}^{\text{физ}}$  и  $\beta_{\text{г}}^{\text{эф}}$ .

## АНАЛИЗ ЗАВИСИМОСТИ

Скорость деления ядер  $^{235}_{92}\text{U}$  в  $i$ -том поколении будет выражаться  $\delta_f^5 N_5 \varphi_{\text{ТН}}$ , где  $\varphi_{\text{ТН}}$  – плотность потока тепловых нейтронов.

Скорость образования всех вторичных нейтронов деления данного поколения от деления тепловыми нейтронами выразится  $\delta_f^5 N_5 \varphi_{\text{ТН}} \nu_5$ , где  $\nu_5$  – среднее число нейтронов деления, образующихся при делении одного ядра урана-235 тепловыми нейтронами. Скорость образования вторичных запаздывающих нейтронов в данном поколении из общей скорости  $\delta_f^5 N_5 \varphi_{\text{ТН}} \nu_5$

выразится  $\delta_f^5 N_5 \varphi_{\text{ТН}} \nu_5 \beta_5^{\text{Физ}}$ . Эти нейтроны не могут принять участие в делении ядер урана-238, т.к. их средняя энергии  $E_{\text{ср.н}} = 0,5 \text{ МэВ} \leq E_{\text{н}}^{\text{гр}} = 1.1 \text{ МэВ}$ .

Скорость образования мгновенных нейтронов в этом же поколении, которые могут разделить ядро  $^{238}_{92}\text{U}$ , т.к. их средняя энергия  $E_{\text{ср}} = 2 \text{ МэВ}$ , выразится  $\delta_f^5 N_5 \varphi_{\text{ТН}} \nu_5 (1 - \beta_5^{\text{Физ}})$ . Эти нейтроны начнут замедляться, но прежде чем они замедлятся, они смогут разделить часть ядер U-8. Образовавшиеся при этом нейтроны деления также состоят из нейтронов мгновенных и запаздывающих, и доля последующих составляет  $\beta_8^{\text{Физ}} = 0,0155$ . Но важно то, что эти нейтроны относятся к тому же данному поколению. Следовательно, скорость образования нейтронов деления в данном поколении от деления только U-8 выразится  $\delta_f^5 N_5 \varphi_{\text{ТН}} \nu_5 (1 - \beta_5^{\text{Физ}}) (\varepsilon - 1) \beta_8^{\text{Физ}}$ .

Общая же скорость образования запаздывающих нейтронов в данном  $i$ -том поколении будет равна сумме скорости образования запаздывающих нейтронов от деления U-5 и U-8:

$$\frac{dn_1^{\text{зап.}}}{dt} = \delta_f^5 N_5 \varphi_{\text{ТН}} \nu_5 \beta_5^{\text{Физ}} + \delta_f^5 N_5 \varphi_{\text{ТН}} \nu_5 (1 - \beta_5^{\text{Физ}}) (\varepsilon - 1) \beta_8^{\text{Физ}}$$

Скорость генерации в  $i$ -том поколении всех нейтронов выразится  $\delta_f^5 N_5 \varphi_{\text{ТН}} \nu_5 \varepsilon$ . Тогда средняя доля запаздывающих нейтронов в  $i$ -том поколении в активной зоне, если в ней в качестве ядерного топлива используют U-8 и U-5, будет равна

$$\bar{\beta}_{\text{Аз}}^{\text{Физ}} = \frac{\delta_f^5 N_5 \varphi_{\text{ТН}} \nu_5 \beta_5^{\text{Физ}} + \delta_f^5 N_5 \varphi_{\text{ТН}} \nu_5 (1 - \beta_5^{\text{Физ}}) (\varepsilon - 1) \beta_8^{\text{Физ}}}{\delta_f^5 N_5 \varphi_{\text{ТН}} \nu_5 \varepsilon} = \frac{\beta_5^{\text{Физ}} + (1 - \beta_5^{\text{Физ}}) (\varepsilon - 1) \beta_8^{\text{Физ}}}{\varepsilon} \quad (1)$$

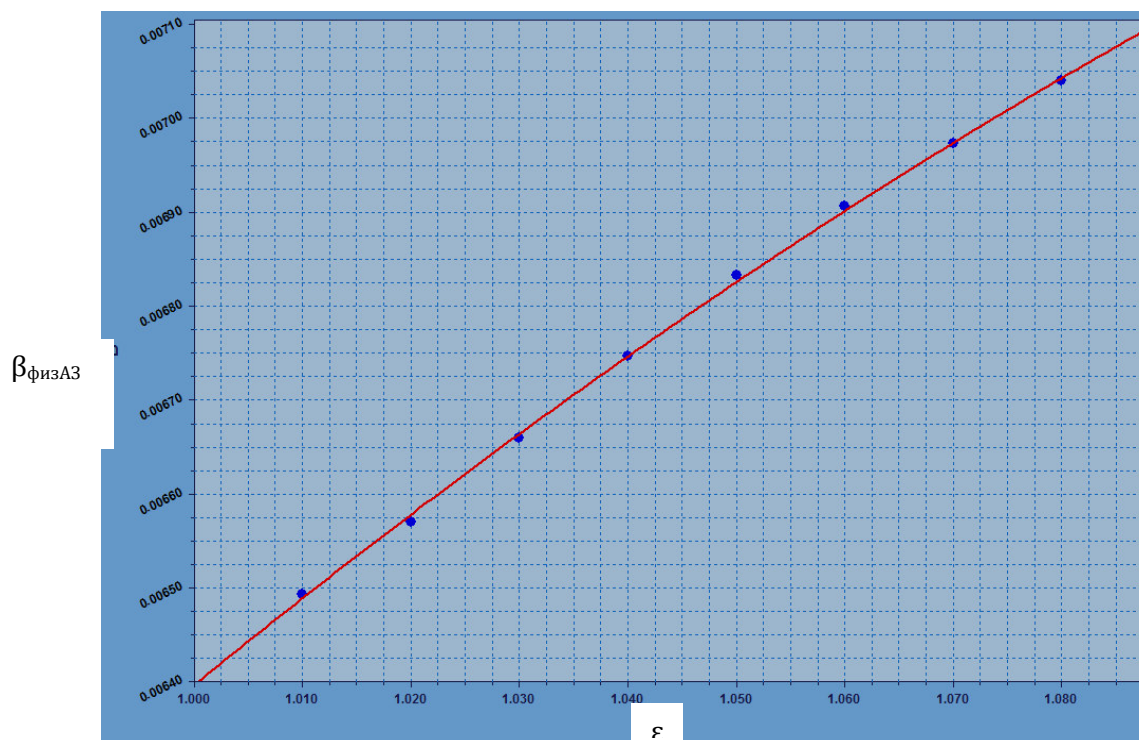
В реакторах на тепловых нейтронах  $\varepsilon = 1,001 \div 1,03$  [2-10] и  $\varepsilon = 1,02 \div 1,05$  [12]. Для урановых реакторов на быстрых нейтронах  $\varepsilon = 1,15 \div 1,16$  [12].

Используя данные [2-10] и [12] и зависимость формулы (1) числовые значения  $\bar{\beta}_{\text{Аз}}^{\text{Физ}}$  от коэффициента размножения на быстрых нейтронах  $\varepsilon$  представлены в таблице 1.

**Таблица 1.** – Зависимость  $\bar{\beta}_{\text{Аз}}^{\text{Физ}}$  от коэффициента размножения на тепловых нейтронах  $\varepsilon$  [Dependence of  $\bar{\beta}_{\text{Аз}}^{\text{Физ}}$  on the coefficient of multiplication on thermal neutrons  $\varepsilon$ ]

| $\varepsilon$                          | 1,005   | 1,01     | 1,02     | 1,03     | 1,04     | 1,05     | 1,06    | 1,1      | 1,13     | 1,16     |
|--|---------|----------|----------|----------|----------|----------|---------|----------|----------|----------|
| $\bar{\beta}_{\text{Аз}}^{\text{Физ}}$ | 0,00644 | 0,006489 | 0,006576 | 0,006676 | 0,006746 | 0,006829 | 0,00696 | 0,007218 | 0,007435 | 0,007641 |

Учитывая вышесказанное, графическое изображение изменения  $\bar{\beta}_{\text{Аз}}^{\text{Физ}}$  при заданных условиях представлено на рисунке 1.



**Рис. 1.**— Зависимость физической доли запаздывающих нейтронов по активной зоне от коэффициента размножения на быстрых нейтронах [Dependence of the physical fraction of delayed neutrons in the active zone on the multiplication factor on fast neutrons]

Такие значения  $\bar{\beta}_{\text{АЗ}}^{\text{физ}}$  имеют место, если в активной зоне кроме  $\text{U}_8^{\text{АЗ}}$  и  $\text{U}_5^{\text{АЗ}}$  нет других ядерных топливных материалов. Этот рост  $\bar{\beta}_{\text{АЗ}}^{\text{физ}}$  имеет место из-за наличия в активной зоне U-238, большого количества U-8 в активной зоне ( $N_{\text{U-8}}-N_{\text{U-5}}$ ) и большой у него физической доли запаздывающих нейтронов ( $\bar{\beta}_{\text{АЗ}}^{\text{физ}}=0,0155$ ).

Если рассматривать реактор на тепловых нейтронах с урановым ядерным топливом, то рассмотренное явление (увеличение  $\bar{\beta}_{\text{АЗ}}^{\text{физ}}$ ) имеет место только при первом физическом пуске или других пусках вскоре следующих за ни, пока не накопится Pu-239,... которого является U-238. При накоплении влиятельного значения ядер Pu-239 будет иметь место обратная картина: средняя доля запаздывающих нейтронов по активной зоне  $\bar{\beta}_{\text{АЗ}}^{\text{физ}}$  будет снижаться из-за  $\beta_{\text{Pu-39}}^{\text{физ}}=0,0021$  [13-15].

## ВЫВОДЫ

1. Физическая доля запаздывающих нейтронов в активной зоне, состоящей из низкообогащенного урана, при первом физическом пуске всегда больше физической доли запаздывающих нейтронов, возникающих при делении ядер  $^{235}\text{U}$ , и является функцией коэффициента размножения на быстрых нейтронах.

2. Чем больше коэффициент размножения на быстрых нейтронах смотри рис.1, тем более весомое значение на общую физическую долю запаздывающих нейтронов оказывает физическая доля запаздывающих нейтронов в  $^{238}\text{U}$ .

3. При одинаковой ценности запаздывающих нейтронов, приведенные в первых двух пунктах выводов закономерности увеличивают  $\beta_{\text{эф}}$ , следовательно, увеличивают предел  $0,7 \beta_{\text{эф}}$ , тем самым отодвигая в сторону безопасности предел мгновенной критичности.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Об утверждении и введении в действие федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций» [Электронный ресурс базы «Консультант Плюс»]: постановление Федеральной службы по технологическому, экологическому и атомному надзору от 10 декабря 2007 г. №4.
2. Саркисов, А.А. и др. Судовые реакторы и парогенераторы [Текст] / А.А. Саркисов, В.Н. Пучков. – М.: Воениздат, 1985.
3. Климов, А.Н. Ядерная физика и ядерные реакторы [Текст] / А.Н. Климов. – М.: Атомиздат, 1971.
4. Галанин, А.Д. Теория ядерных реакторов на тепловых нейтронах [Текст] / А.Д. Галанин. – М.: Атомиздат, 1960.
5. Тевлин, С.А. АЭС с реакторами ВВЭР-1000 [Текст] / С.А. Тевлин. – М.: Издательский дом МЭИ, 2008.
6. Глесстон, С. и др. Основы теории ядерных реакторов [Текст] / С. Глесстон, М. Эллууд. – М.: Изд-во иностр. лит., 1954.
7. Белл, Д. и др. Теория ядерных реакторов [Текст] / Д. Белл, С. Глесстон. Теория ядерных реакторов. Пер. с англ. – М.: Атомиздат, 1974.
8. Рудик, А.П. Физические основы ядерных реакторов [Текст] / А.П. Рудик. – М.: Атомиздат, 1979.
9. Справочник по ядерной физике [Текст] / под редакцией академика А.А. Арцимовича. – М.: Госиздат физ-мат литературы, 1963.
10. Пучков, В.Н. Пуск, работа, остановка реактора [Текст] / В.Н. Пучков. – М.: Военно-морской флот, 1979.
11. Овчинников, Ф.Я. Эксплуатационные режимы ВВЭЯР [Текст] / Ф.Я. Овчинников, В.В. Семенов. – М.: Атомиздат, 1977.
12. Бартоломей, Г.Г. и др. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов [Текст] / Г.Г. Бартоломей, Г.А. Бать и др. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
13. Справочник по ядерно-физическим константам для расчета реакторов [Текст] / И.В. Гордеев и др. – М.: Госатомиздат, 1960.
14. Бурлаков, Б.А. Теплофизические и ядерные свойства материалов, применяемых в реакторостроении [Текст] / Б.А. Бурлаков. – ВМФ, 1967.
15. Кипин, Дж.Р. Физические основы кинетики ядерных реакторов [Текст] / Дж.Р. Кипин. – М.: Атомиздат, 1967.

## REFERENCES

- [1] Ob utverzhenii i vvedenii v dejstviefederal'nykh norm i pravil v oblasti ispolzovanija atomnoj energii «Pravilajadernojbezopasnostireaktornykhustanovokatomnykhstancij» [Approval and Enactment of Federal Norms and Rules in the Sphere of the Use of Atomic Energy "Rules for Nuclear Safety of Nuclear Plant Reactor Facilities"]. Nuclear Safety Rules for Nuclear Power Plant Reactor Units (NP-082-07). M. Pub. Gospromatomnadzor, 2007. (in Russian)
- [2] Sarkisov A.A., Puchkov V.N. Sudovyereactory i parogeneratory [Ship reactors and steam generators]. M. Pub. Military Publishing, 1985. (in Russian)
- [3] Klimov A.N. Yadernajafizika i yadernyereactory [Nuclear physics and nuclear reactors]. M. Pub. Atomizdat, 1971. (in Russian)
- [4] Galanin A.D. Teorijayadernykhreaktorov nateplovykhnejjtronakh [The theory of nuclear reactors on thermal neutrons]. M. Pub. Atomizdat, 1960. (in Russian)
- [5] Tevlin S.A. Aehs s reaktorami vvehr 1000 [NPP with VVER reactors]. M.: Pub. Izdatelskij dom MEI, 2008. (in Russian)
- [6] Glesston S., Ellund M. Osnovyteoriiyadernykhreaktorov [Fundamentals of the theory of nuclear reactors] M. Pub. Izd-voinostr. lit. [The Fundamentals of Nuclear Reactor Theory], 1954.
- [7] Bell D., Glesston S. Teorijayadernykhreaktorov [Theory of nuclear reactors]. M. Pub. Atomizdat, 1974. (in Russian)
- [8] Rudik A.P. Fizicheskieosnovyyadernykhreaktorov [Physical basis of nuclear reactors]. Physical fundamentals of nuclear reactors. M. Pub. Atomizdat, 1979. (in Russian)
- [9] Spravochnik po yadernoj fizike [handbook of nuclear physics] pod redakciej akademika A.A. Arcimovicha. – M.: Pub. Gosizdat fiz mat literatury, 1963. (in Russian)
- [10] Puchkov V.N. Pusk, rabota, ostanovkareaktora [Start, work, shutdown of the reactor]. M. Pub. The

- Navy, 1979. (in Russian)
- [11] Ovchinnikov F.Y. Ehkspluatatsionnye rezhimy VVEHYAR [Operating modes of the VENR] M.: Pub.Atomizdat, 1977. (in Russian)
- [12] Bartolomei G.G., Bat G.A, etc. Osnovyteorii i metody rascheta yadernykh ehnergeticheskikh reaktorov [Fundamentals of the theory and methods for calculating nuclear power reactors]. M. Pub. Energoatomizdat, 1989.(in Russian)
- [13] Gordeev I.V., et al.Spravochnik po yaderno-fizicheskim konstantam dlja rascheta reaktorov [Handbook on nuclear-physical constants for the calculation of reactors]. M. Gosatomizdat, 1960. (in Russian)
- [14] Burlakov B.A. Teplofizicheskie i yadernye svoystva materialov primenyaemyh v reaktorostroenii [Thermophysical and nuclear properties of materials used in reactor building]. VMF, 1967. (in Russian)
- [15] Kiping J.R. Fizicheskie osnovy kinetiki yadernykh reaktorov [Physical basis of the kinetics of nuclear reactors]. M. Pub. Atomizdat, 1967. (in Russian)

### **Physical Share of Delayed Neutrons in Reactor Active Zone with Low-enriched Fuel at the First Physical Start-up**

**P.A. Ponomarenko, S.S. Bezotosny, M.A. Frolova, V.A. Morozova**

*Sevastopol State University  
Kurchatov St. 1, Sevastopol, Crimea, Russia, 299016  
e-mail: frolova-85@mail.ru*

**Abstract** – The article is devoted to the theoretical estimate of the physical fraction of delayed neutrons in the reactor core by thermal neutrons, the fuel elements which contain only uranium fuel, prior to the physical start-up.

One of the most responsible and potentially dangerous nuclear procedures in operation of any reactor is its first physical start-up. In the course of the first physical start-up experimentally define size of an effective share of delayed neutrons and reactance factors. The key moment in this complex of actions is the effective share of delayed neutrons which are product of a physical fraction and value of late neutrons.

*Keywords:* nuclear power, nuclear reactor, fraction of delayed neutrons, nuclear safety, active zone, reactivity, low enriched fuel, uranium, multiplication factor, number of nuclei, first physical launch, value of delayed neutrons.