

ЭКСПЛУАТАЦИЯ ОБЪЕКТОВ  
АТОМНОЙ ОТРАСЛИ  
OPERATION OF FACILITIES  
NUCLEAR INDUSTRY


УДК 621.039.5: 519.217  
DOI 10.26583/gns-2023-02-08  
EDN BWGUOU

**Возможность продления кампании действующих энергоблоков  
ВВЭР-1000 за счет работы на скользящем давлении второго контура**

**А.С. Грачёв<sup>1, 2</sup> , А.А. Лапкис<sup>1, 2</sup>  , А.Ю. Смолин<sup>1</sup> **

<sup>1</sup> Волгодонский инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского  
ядерного университета «МИФИ», г. Волгодонск, Ростовская обл., Россия

<sup>2</sup> Ростовская атомная станция – филиал АО «Концерн Росэнергоатом», г. Волгодонск, Ростовская обл.,  
Россия

 AALapkis@mephi.ru

**Аннотация.** В работе рассматривается эффективность и возможность внедрения в эксплуатационную практику энергоблоков ВВЭР-1000 режима продления кампании на скользящем давлении второго контура. Рассмотрена история исследований отечественных атомщиков в части продления кампании реакторов ВВЭР. Показано, что снижение давления свежего пара в допустимых пределах позволит высвободить дополнительную реактивность за счет высвобождения температурного эффекта и выработать дополнительную энергию в период работы блока на мощностном эффекте. Составлена математическая модель изменения основных параметров реакторной установки, включающая уравнения баланса реактивности, уравнение Стодоль-Флюгеля для турбины, уравнений теплового баланса и теплопередачи в парогенераторе. Выполнен расчёт ожидаемого прироста выработки электроэнергии для современных топливных загрузок реакторов ВВЭР-1000. Проанализирована степень соответствия предлагаемого режима действующим технологическим ограничениям энергоблока ВВЭР-1000 «большой серии». Результаты анализа подтверждены численным экспериментом на многофункциональном анализаторе режимов реакторной установки ВВЭР-1000 разработки НИЯУ МИФИ, построенном на основе среды ЭНИКАД и аттестованного диффузионного нейтронно-физического кода ПРОСТОР. Сделаны выводы о возможности внедрения предлагаемого режима в эксплуатационную практику современных энергоблоков ВВЭР-1000.

**Ключевые слова:** реактор, ВВЭР-1000, кампания, запас реактивности, мощностной эффект, температурный эффект, парогенератор, скользящее давление.


**Для цитирования:** Грачёв А.С., Лапкис А.А., Смолин А.Ю. Возможность продления кампании действующих энергоблоков ВВЭР-1000 за счет работы на скользящем давлении второго контура. *Глобальная ядерная безопасность*. 2023;13(2):66–76. <https://doi.org/10.26583/gns-2023-02-08>

**Potential and possibility of extending the campaign to increase VVER-1000 power units  
on sliding distribution of the secondary circuit**

**Aleksander S. Grachev<sup>1, 2</sup> , Aleksander A. Lapkis<sup>1, 2</sup>  , Aleksander Yu. Smolin<sup>1</sup> **

<sup>1</sup> Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI»,  
Volgodonsk, Rostov region, Russia

<sup>2</sup> Rostov Nuclear Power Plant – a branch of Rosenergoatom Concern JSC, Volgodonsk, Rostov region,  
Russia

 AALapkis@mephi.ru

**Abstract.** The paper considers the efficiency and possibility of implementing into the operational practice of VVER-1000 power units the campaign extension mode at the sliding pressure of the second circuit. The history of research of Russian nuclear scientists in terms of extending the campaign of VVER reactors is considered. It is shown that reducing the pressure of fresh steam within the permissible limits will release additional reactivity due to the release of the temperature effect and generate additional energy during the operation of the unit on the power effect. A mathematical model of changes in the main parameters of the reactor plant has been compiled, including the reactivity balance equations, the Stodola-Flugel equation for the turbine, the equations of thermal

balance and heat transfer in the steam generator. The calculation of the expected increase in electricity generation for modern fuel loads of VVER-1000 reactors has been performed. The degree of compliance of the proposed regime with the current technological limitations of the VVER-1000 «large series» power unit is analyzed. The results of the analysis were confirmed by numerical experiment on a multifunctional mode analyzer of the VVER-1000 reactor unit developed by the MEPhI Research Institute, built on the basis of the ENIKAD medium and the certified diffusion neutron-physical code PROSTOR. Conclusions are drawn about the possibility of introducing the proposed regime into the operational practice of modern VVER-1000 power units.

**Keywords:** reactor, VVER-1000, campaign, reactivity reserve, power effect, temperature effect, steam generator, sliding pressure.

**For citation:** Grachev A.S., Lapkis A.A., Smolin A.Yu. Potential and possibility of extending the campaign to increase VVER-1000 power units on sliding distribution of the secondary circuit. *Global nuclear safety*. 2023;13(2):66-76 (In Russ.) <https://doi.org/10.26583/gns-2023-02-08>

### Актуальность проблемы

Продление топливной кампании энергоблока АЭС является актуальным не только из-за вопроса эффективного использования топлива, но и из-за стабильности энергосистемы в целом. Каждые полтора года энергоблоки АЭС с реакторами ВВЭР-1000 вынуждены уходить на планово-предупредительные ремонты (ППР), связанные с необходимостью поддержания исправного состояния и предупреждения выхода из строя эксплуатируемого оборудования, а также перегрузки ядерного топлива. Однако период ремонта может выпасть на неблагоприятное с точки зрения энергосистемы время, когда заместить мощности АЭС проблематично. В некоторых случаях необходимо совместить на одной многоблочной атомной станции завершение ремонта одного энергоблока и начало ремонта следующего. При непредвиденном удлинении ремонта первого необходимо сдвинуть ППР следующего на более поздний срок [1].

В настоящее время ППР реакторной установки ВВЭР-1000 переносят при необходимости, продлевая кампанию реактора за счет использования мощностного эффекта реактивности (МЭР). Достигается это путем некоторого снижения мощности реактора после исчерпания запаса реактивности, что позволяет высвободить скованную МЭР реактивность и продлить топливную кампанию реактора на величину до 30 эффективных суток<sup>1</sup>. Однако существуют и другие способы реализации режима продления кампании (РПК).

Предложенная еще советскими инженерами возможность работы реакторной установки ВВЭР-1000 на скользящем давлении второго контура позволяет также продлить топливный цикл за счет температурного эффекта реактивности (ТЭР). Температура насыщения в парогенераторе снижается при понижении давления в нем, а снижение давления в отборах турбины приводит к понижению температуры питательной воды, что в комплексе обеспечивает более интенсивный теплообмен с теплоносителем первого контура. Более интенсивный теплообмен приведет к снижению температуры уже самого теплоносителя, и поступлению в реактор менее нагретой жидкости. А это, в свою очередь, означает высвобождение связанной ТЭР реактивности, и возможность работы блока в течение дополнительного времени, либо возможность менее глубокой разгрузки в РПК.

В некоторых работах высвобождение температурного эффекта реактивности по теплоносителю отмечается как нежелательное при штатном маневрировании мощностью [2-3]. В тоже время использование температурного регулирования предполагается для реакторов ВВЭР как вариант работы при следовании за нагрузкой [4]. Однако авторы предполагают, что, комбинируя РПК реактора на МЭР и режим

<sup>1</sup> РГ.3.01 Рабочий технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблока №3 Ростовской атомной станции, 2014.

работы на скользящем давлении второго контура, мы можем максимально эффективно продлить топливную кампанию, снизив экономические потери атомной станции, связанные с недовыработкой энергии [1].

### Существующий способ продления кампании

В работе рассмотрены три варианта реализации РПК:

- пошаговое снижение мощности, поддерживаемое системой регулирования, и высвобождение реактивности за счет МЭР, реализуемое на действующих блоках ВВЭР-1000;
- перевод блока в режим самопроизвольного снижения мощности, путем отключения регулятора мощности реактора, не применяемый в настоящее время на АЭС;
- пошаговое снижение мощности, сочетаемое со снижением давления во втором контуре.

Эффективность продления кампании (как можно большее количество дополнительных дней работы на как можно более высоком уровне мощности) у представленных вариантов различается.

Первый и второй режимы, по сути, подобны. Можно рассмотреть второй режим как пошаговое снижение мощности с чрезвычайно малым шагом. Поэтому рассмотрим реализуемый на АЭС способ продления кампании.

Регламент безопасной эксплуатации энергоблока ВВЭР-1000 в настоящее время разрешает работу блока в режиме продления кампании с использованием МЭР в течение не более 30 эффективных суток в соответствии с регламентом безопасной эксплуатации энергоблока. При этом снижение мощности не должно превышать 30 % от номинального уровня мощности, а давление в первом и втором контурах и температуру теплоносителя на входе в реактор предписано поддерживать на номинальном уровне.

В этом случае снижение мощности обеспечит пошаговое высвобождение реактивности с последующей его тратой при работе на данном уровне мощности, как показано на рисунке 1.

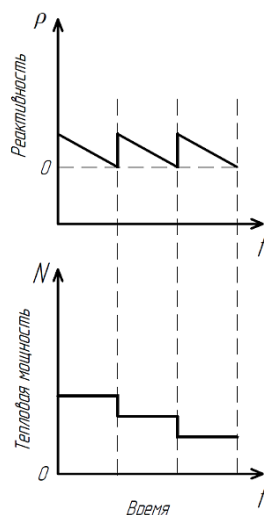


Рисунок 1. Пошаговое высвобождение реактивности при работе на МЭР  
Figure 1. Stepwise release of reactivity when working on power reactivity effect

Так, для последних топливных загрузок Ростовской АЭС мощность реактора на 30-е сутки работы на МЭР снижается до 2300-2400 МВт. Это позволяет разгружать реактор на 100-150 МВт каждые 5-7 дней в РПК.

При поддержании постоянного давления во втором контуре в период работы на МЭР снижение температуры теплоносителя можно оценить по статической

характеристике энергоблока, подразумевающей линейную связь мощности реактора и температурного перепада между контурами, формула (1):

$$\frac{N}{N_0} = \frac{t_{1к} - T_s}{t_{1к(0)} - T_s}, \quad (1)$$

где  $N$  и  $N_0$  – соответственно действующая и номинальная тепловая мощность, МВт;

$T_s$  – температура насыщения в парогенераторах;

$t_{1к}$  – средняя температура теплоносителя в 1-м контуре.

Таким образом, легко показать снижение температуры теплоносителя и соответствующее высвобождение реактивности при снижении мощности. При этом потенциал введения положительной реактивности, связанный со снижением температуры второго контура, остается не использован.

Расчет длительности работы на сниженных уровнях мощности и температуры входа в реактор выполняется в аттестованном нейтронно-физическом комплексе БИПР-7А специалистами атомной станции. Результаты расчета вносят в альбом нейтронно-физических характеристик (АНФХ) топливной загрузки, фрагмент которого для одной из последних кампаний энергоблока 3 Ростовской АЭС<sup>2</sup> приведен в таблице 1.

Таблица 1. Фрагмент АНФХ действующей топливной загрузки ВВЭР-1000

Table 1. Fragment of the active fuel loading of VVER-1000

Эффективное время работы $T_{эфф}$ , эфф. сут.	Температура входа в реактор $T_{вх}$ , °С	Тепловая мощность $W$ , МВт	Концентрация бора $C_B$ , г/кг	Среднее выгорание по АЗ В, МВт×сут/кгU
460.00	291.0	3120	0.36	30.30
477.29	291.0	3120	0.00	30.99
480.77	290.7	3030	0.00	31.13
484.19	290.4	2940	0.00	31.27
487.65	290.1	2850	0.00	31.41
491.19	289.8	2760	0.00	31.55
494.76	289.4	2670	0.00	31.69
498.38	289.1	2580	0.00	31.84
502.05	288.8	2490	0.00	31.98
505.76	288.5	2400	0.00	32.13
507.29	288.3	2362	0.00	32.19

### Опыт продления кампании на скользящем давлении

В 1980-е гг. были опубликованы статьи [1,5-6] советских инженеров, эксплуатирующих Кольскую АЭС, описывающие накопленный положительный опыт эксплуатации атомной установки в режиме продления кампании при скользящих параметрах второго контура. Эксперимент с работой на новом режиме проводился в 1977 г. на блоке с РУ ВВЭР-440 В-230 и 1986 году с РУ ВВЭР-440 В-213. Регламент работы энергоблока в данном режиме заключается в следующем. На начальном этапе энергоблок работает на номинальной мощности за счет ТЭР при постепенном снижении давления во втором контуре (~ до 4,0 МПа). Давление снижалось за счет постепенного открытия регулирующих клапанов обоих турбогенераторов вплоть до их полного открытия, а также отключения системы ПВД. Далее, при невозможности дальнейшего открытия регулирующих клапанов, осуществлялась работа энергоблока за счет МЭР и ТЭР при плавном снижении тепловой мощности реактора и давления во

<sup>2</sup> АНФХ.3.УС.ОЯБиН/3.05 Нейтронно-физические характеристики пятой топливной загрузки реактора ВВЭР-1000, Энергоблок № 3. Альбом. Ростовская АЭС, 2019 г.

втором контуре до предельно допустимого значения (~ до 3,0 МПа). Параметры работы энергоблоков, полученные в результате эксперимента, приведены в таблице 2.

Таблица 2. Показатели работы энергоблоков Кольской АЭС в РПК при скользящих параметрах второго контура

Table 2. Performance indicators of power units of the Kola NPP in the RPK with sliding parameters of the secondary circuit

Параметр	Диапазон изменения параметров	
	Работа блока В-230 (декабрь-март 1977 г.)	Работа блока В-213 (апрель-июль 1986 г.)
Электрическая мощность, МВт	445-279	461-300
Тепловая мощность, МВт	1385-615	1395-750
Давление пара, МПа: В главном паровом коллекторе	4,7-2,4	4,7-3,0
В регулирующей ступени	2,8-1,6	2,8-1,8
Средняя температура теплоносителя в первом контуре, °С	278-231	284-252
Давление в первом контуре, МПа	12,5-9,3	12,3-10,1
Температура питательной воды, °С	220-155	220-164
КПД, %	30-25,9	30-25

Эксперимент был признан успешным, однако отмечалось, что внедрение данного режима на действующие энергоблоки с ВВЭР требует решения ряда технических вопросов, главным образом связанных с корректировками уставок технологических защит и блокировок, изначально выставленных таким образом, чтобы обеспечивать безопасную работу энергоблока в установленных проектом пределах, а также прочность основного и вспомогательного оборудования РУ при работе в непроектном диапазоне температур. Перенастройка осуществлялась при снижении давления во втором контуре каждые 0,2 МПа. Основные блокировки, требующие внесения корректировок, относятся к защите по понижению давления в первом контуре, связанной с понижением средней температуры теплоносителя. Это значение в режиме скользящего давления выбирается из условия обеспечения разности значений температуры между «холодной ниткой» и КД не более 70 °С, исходя из прочности соединительного трубопровода.

Значения уставок по фактору «малая течь» определялись из условия обеспечения достаточного запаса до вскипания теплоносителя (не менее 25 °С), причем запас до вскипания теплоносителя определялся как разность между температурой насыщения, соответствующей давлению первого контура, и температурой теплоносителя «горячей нитки». Значения уставок по фактору «большая течь» определялись из условия срабатывания защиты до момента вскипания теплоносителя.

Учитывая, что принцип работы реакторной установки (РУ) ВВЭР-1000 подобен принципу работы ВВЭР-440, возможно рассмотреть применение рассмотренного режима к действующим энергоблокам ВВЭР-1000.

### Математическая модель продления кампании

Основные параметры ядерной энергетической установки (ЯЭУ) и второго контура связаны соотношениями:

–уравнениями теплового баланса и теплопередачи в парогенераторах и активной зоне;

–уравнением Стодолы-Флюгеля для расхода пара турбины [7];

–балансом реактивности активной зоны в стационарном режиме;

Связью между расчетными значениями параметров сред двух контуров будут служить уравнения, характеризующие стационарную теплопередачу, происходящую в парогенераторах, формула (2):

$$\begin{cases} G_n \cdot (h_n - h_{пв}) = G_{1k} \cdot (h_T - h_x) \\ G_n \cdot (h_n - h_{pv}) = KF \cdot \left( \frac{T_r + T_x}{2} - T_s \right) \end{cases}, \quad (2)$$

где  $G_n$  – расход пара через турбину, кг/с;

$h_n$  – энтальпия свежего пара, кДж/кг;

$h_{пв}$  – энтальпия питательной воды, кДж/кг;

$G_l$  – расход теплоносителя первого контура, кг/с;

$h_z$  и  $h_x$  – соответственно энтальпии теплоносителя в горячей и холодной нитках РУ, кДж/кг;

$K$  – средний коэффициент теплопередачи в парогенераторе, кВт/(м<sup>2</sup>·К);

$F$  – суммарная площадь теплопередачи в парогенераторах, м<sup>2</sup>;

$T_z$  и  $T_x$  – соответственно температуры теплоносителя в горячей и холодной нитках РУ, К.

Уравнение Стодоль-Флюгеля в упрощенной форме при неизменном положении СРК можно записать формулой (3):

$$\frac{p}{p_0} = \frac{G_n}{G_{n0}}, \quad (3)$$

где  $G_{n0}$  – расход пара (кг/с) на номинальном давлении  $p_0$ , МПа;

$p$  – давление свежего пара перед турбиной, МПа.

Баланс реактивности активной зоны может быть записан с учетом отсутствия борной кислоты в первом контуре в РПК, формула (4):

$$\Delta\rho_T + \Delta\rho_N + \Delta\rho_{СУЗ} = 0 \quad (4)$$

где  $\Delta\rho_T$  – изменение реактивности, связанное со снижением температуры в холодной нитке;

$\Delta\rho_N$  – изменение реактивности, связанное с МЭР, определяемым для ВВЭР-1000 как сумма доплеровского эффекта и эффекта, связанного с изменением нагрева теплоносителя в реакторе;

$\Delta\rho_{СУЗ}$  – изменение реактивности, связываемой рабочей группой СУЗ.

Данная система уравнений была решена при ступенчатом снижении давления свежего пара с шагом 0,2 МПа до 5,6 МПа – значения, которое потребует перенастройки защит и блокировок энергоблока ВВЭР-1000.

Расчетные графики, полученные при решении системы уравнений (2)-(4), приведены на рисунке 2.

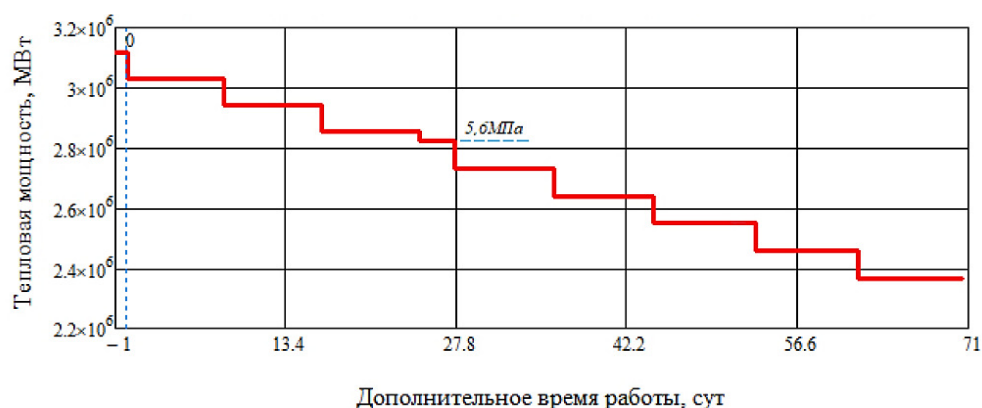


Рисунок 2. Ожидаемые результаты работы реактора в РПК на скользящих параметрах  
Figure 2. Expected results of the reactor operation in the RPK on sliding parameters

На данном этапе, при снижении мощности до 2800 МВт и давления второго контура до 5,6 МПа, можно подвести логическую черту и произвести некоторые сравнения с РПК при пошаговом снижении мощности. Возникает вопрос, зачем же подводить логическую черту в середине расчета, когда в РПК с поступенчатым снижением мощности оно происходило до 2362 МВт?

Ответ заключается в том, что дальнейшее снижение параметров второго контура, а как следствие, и мощности, однозначно потребует перенастройки действующих защит и блокировок технологического оборудования, что может вызвать определенные затруднения при внедрении на действующие блоки. Это решаемая задача, однако не помешает выполнить сравнение двух РПК и в этой точке, так как предлагаемый РПК при скользких параметрах второго контура может теоретически оказаться эффективнее действующего уже на данном этапе, может не потребовать перенастройки блокировок и дальнейшего снижения мощности, и может быть потенциально внедрен и в таком виде.

### **Результаты расчета вариантов продления кампании**

Таким образом, дополнительное время работы реактора ВВЭР-1000 в результате снижения давления с 6,27 до 5,60 МПа оценено как 27 эффективных суток, что значительно дольше, чем при продлении кампании используемым способом (за счет МЭР), на котором при снижении до этой же мощности (около 2730 МВт) дополнительная выработка составит всего 13 эффективных суток.

Однако, перенастроив блокировки и защиты и снизив давление второго контура до 4,76 МПа, а мощность до 2364 МВт (именно до этого значения снижается мощность в РПК за счет МЭР в настоящее время), можно получить гораздо более внушительный результат. Дополнительное время работы реактора в результате этого снижения оценено в 61,0 эффективных суток, что почти в два раза дольше, чем при продлении кампании за счет МЭР на котором при снижении до этой же мощности выработка составит 30 эффективных суток.

Но стоит учитывать, что перенастройка блокировок может быть проблематична, поскольку будет противоречить действующим регламентам и руководствам по эксплуатации, в частности, на турбину. Вероятно, такая перенастройка потребует дополнительных исследований.

Для более детального сравнительного анализа режима продления кампании на скользком давлении выполнено моделирование ЯЭУ в специализированном программном обеспечении.

### **Моделирование вариантов продления кампании на многофункциональном анализаторе режимов ВВЭР-1000**

Тренажер НИЯУ МИФИ и ООО «ЭНИКО ТСО» «Учебная лаборатория. Реакторная физика, управление и безопасная эксплуатация ЯЭУ. Проект 320»<sup>3</sup> представляет собой интегрированный программно-технический и учебно-методический комплекс. Основным компонентом тренажера является модель ЯЭУ с реактором ВВЭР-1000, разработанная на базе аттестованного нейтронно-физического кода «ПРОСТОР» [8]. Качество и практическая значимость использования тренажера подтверждена регулярным применением на АЭС России. Модель ЯЭУ обеспечивает решение многочисленных задач, таких как [9-10]:

– анализ физических процессов, происходящих в активной зоне в штатных режимах, в режимах с нарушениями нормальных условий эксплуатации и проектных аварийных режимах, их взаимосвязи с процессами в других системах энергоблока

<sup>3</sup> Многофункциональный анализатор режимов реакторного отделения 3-го энергоблока Калининской АЭС. Энико ТСО, НИЯУ МИФИ. 2008 г. <https://www.eniko.ru/etssite/projects/mfaro3.php>

могут обеспечиваться через формирование граничных условий по петлям первого контура или напрямую при моделировании полного объема оборудования ЯЭУ;

- прогнозирование эксплуатационных характеристик оборудования активной зоны и параметров топливного цикла;
- расчетной поддержки проведения плановых экспериментов по определению характеристик самозащищенности и параметров системы управления и защиты реактора (СУЗ);
- исследования алгоритмов СУЗ в различных режимах;
- изучения физических особенностей ВВЭР и формирования целостного понимания процессов в активной зоне реакторной установки в ходе профессиональной подготовки студентов и работников атомной отрасли.

Разработка тренажера осуществлялась до 2013 г., и представленная в нем модель энергоблока уже отличается от ныне действующих энергоблоков в ряде показателей. Главным образом, энергоблок в представленной модели работает на мощности 100% от номинальной мощности (тепловая мощность – 3000 МВт), когда действующие станции прошли модернизацию оборудования и обоснование безопасности и работают на мощности 104% (тепловая мощность – 3120 МВт). Соответственно, и топливные загрузки также несколько отличаются. Однако, принципиальных отличий, которые могли бы повлиять на результаты моделирования в сравнении РПК – нет. Тренажер обеспечивает необходимые для проводимого численного эксперимента качество и динамические характеристики систем и элементов АЭС.

Исходное состояние модели блока – работа энергоблока на 100% от номинальной мощности в начальный момент топливной кампании. Топливная загрузка соответствует 22-й кампании энергоблока 2 Калининской АЭС. Положение 10-й группы ОР СУЗ – 90%. Было проведено моделирование выгорания топлива при автоматической подгонке критической концентрации бора до полного вывода борной кислоты из первого контура. Далее было проведено моделирование в двух вариантах:

- 1) выгорание топлива при поддержании постоянного давления свежего пара стопорно-регулирующими клапанами;
- 2) выгорание топлива при открытых стопорно-регулирующих клапанах при свободно снижающемся (скользящем) давлении второго контура.

На рисунках 3 и 4 приведены основные параметры РУ в обоих вариантах, полученные на описанной выше модели.

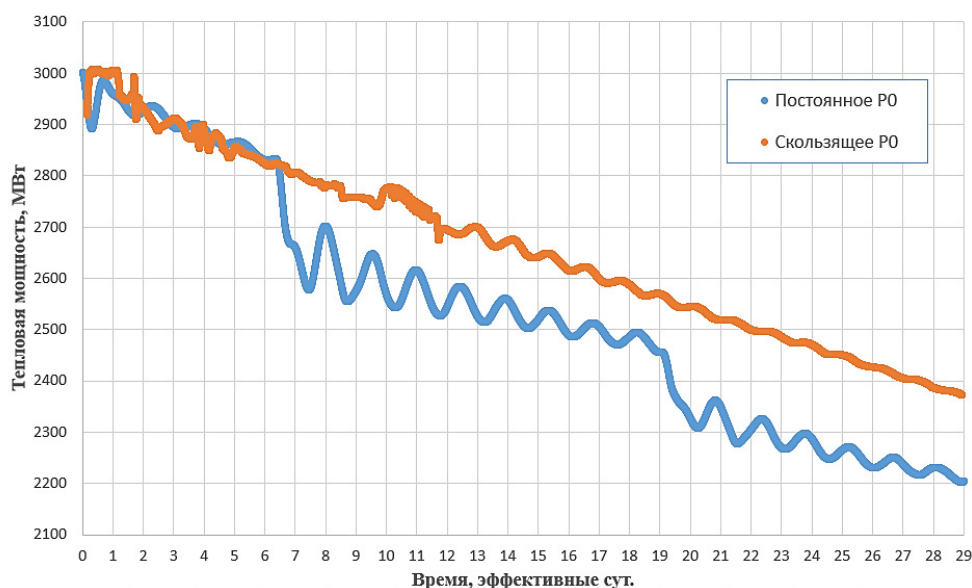


Рисунок 3. Мощность РУ ВВЭР-1000 в период продления кампании

Figure 3. VVER-1000 power plant during the campaign extension period



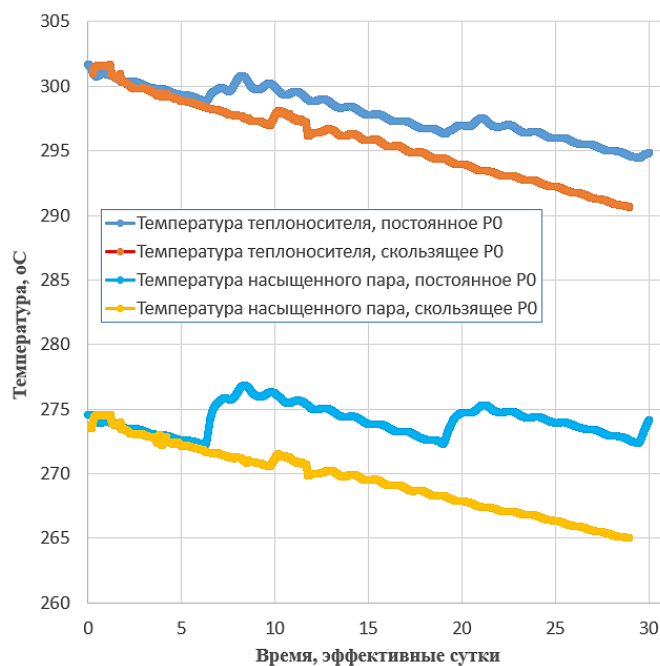


Рисунок 4. Основные температуры РУ ВВЭР-1000 в период продления кампании  
Figure 4. Main temperatures of VVER-1000 reactor plant during the campaign extension period

Результаты численного моделирования подтверждают принципиальную закономерность, выявленную аналитическим расчетом по системе уравнений (1-3). Колебания тепловой мощности в обоих режимах имеют период около 35 часов, характерный для ксеноновых процессов. Так, в конце топливной кампании за счет роста нейтронного потока активная зона становится менее устойчива ко ксеноновым колебаниям, что видно на рисунке 3. При этом подавление ксеноновых колебаний при моделировании не проводилось. Более длительные колебания – падения мощности и соответствующий рост давления на 7-е и 20-е сутки процесса – объясняются работой СРК по поддержанию постоянного давления пара второго контура.

Длительность кампании оказывает заметный эффект на экономическую эффективность блоков АЭС [11]. Высвобождение реактивности за счет температурного эффекта позволяет увеличить энерговыработку на величину до 3,5 тыс. МВт\*сут (тепловых) при снижении до того же самого уровня мощности, что и только за счет мощностного эффекта. В относительных числах это составляет порядка 4,5-5,0% от полной энерговыработки за первые 30 суток работы в режиме продления кампании. При этом дополнительных капитальных затрат реализация предлагаемого режима не требует.

### Заключение

1. За счет совместного использования температурного и мощностного эффектов реактивности ВВЭР-1000 можно на 4-5% увеличить энерговыработку в режиме продления кампании по сравнению с существующим способом продления только на мощностном эффекте. Эффект подтверждается аналитическим расчетом по методу баланса реактивности и численным моделированием.

2. Реализация такого режима возможна при снижении мощности энергоблока на скользящем давлении свежего пара при открытых стопорно-регулирующих клапанах турбины.

3. Снижение давления свежего пара ниже 5,6 МПа потребует перенастройки набора технологических защит и блокировок на энергоблоке ВВЭР-1000.

4. Реализация режима продления мощности на скользящем давлении потребует дополнительных обоснований возможности работы основного оборудования

энергоблока и внесения изменений в регламент безопасной эксплуатации энергоблока, а также в порядок расчета нейтронно-физических характеристик топливных загрузок.

Представляется, что наиболее «проблемными» узлами с точки зрения термоциклической прочности могут оказаться элементы системы компенсации давления при снижении температур теплоносителя в первом контуре и неизменной температуре в объеме компенсатора давления.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Проскуряков А.Г., Калинов В.Ф., Виденеев Е.Н. Экономическая эффективность работы атомного энергоблока с ВВЭР в режиме продления кампании. *Электрические станции*. 1987;(9):5–8.
2. Пономаренко Г.Л., Румик А.П. Новая технология маневрирования мощностью ядерного энергетического реактора типа ВВЭР и PWR. *Тяжелое машиностроение*. 2019;(1-2):11-22.
3. Пономаренко Г.Л., Румик А.П. Патент № 2675380 С1 Российская Федерация, МПК G21C 7/00. Способ маневрирования мощностью ядерного энергетического реактора типа ВВЭР и PWR. Заявка №2018117898 от 15.05.2018; опублик. 19.12.2018.
4. Джарум Б., Соловьёв Д.А., Семенов А.А. и др. Влияние температурного регулирования при работе ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 в режиме следования за нагрузкой. *Вестник Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ»*. 2020;9(3):201–209. <https://doi.org/10.56304/S2304487X20030037>
5. Андрущенко С.А., Виднеев Е.Н. Работа ВВЭР-440 в режиме продления кампании при скользящем давлении во втором контуре. *Атомная энергия*. 1989;66(1):3.
6. Волков А.П., Трофимов Б.А., Игнатенко Е.И. и др. Работа I блока Кольской АЭС на температурном и мощностном эффекте. *Атомные электрические станции*. 1979;(2):102.
7. Самойлович Г.С., Трояновский Г.С. Переменные и переходные режимы в паровых турбинах. Москва: Энергоатомиздат; 1982. 496 с.
8. Chernov E.V. Development and application of WWER1000 PC based simulators for education and training in NRNU MEPhI. *Developing a systematic education and training approach using personal computer based simulators for nuclear power programmes proceedings of a technical meeting*. Vienna. 15–19 May. 2017:96–98. URL: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE1836web.pdf>. (accessed: 09.01.2023).
9. Аль М.Р., Выговский С.Б., Батайне О.В. Исследование влияния характеристик стационарного состояния активной зоны ВВЭР-1000 (1200) на устойчивость реактора к ксеноновым колебаниям. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2020;(3):30–40. <https://doi.org/10.26583/npe.2020.3.03>
10. Выговский С.Б., Королев С.А., Чернов Е.В. и др. Опыт использования программного комплекса «ПРОСТОР» в расчетной поддержке эксплуатации АЭС с ВВЭР. *Ядерная физика и инжиниринг*. 2014;5(1):15–28.
11. Браславский Ю.В., Матузаев К.Б., Мерзликин Г.Я., Сукрушев А.В. Анализ экономической целесообразности внедрения длительных топливных циклов на АЭС с ВВЭР-1000. *Энергетические установки и технологии*. 2019;5(1):7–13. URL: [https://www.sevsu.ru/upload/iblock/9e4/odt84m7d9l1hp1ovy9rsa0sgmuj6ip86/%D0%AD%D0%BD\\_%D1%83%D1%81%D1%82%D0%B0%D0%BD%D0%BE%D0%B2%D0%BA%D0%B8\\_2019-1.pdf](https://www.sevsu.ru/upload/iblock/9e4/odt84m7d9l1hp1ovy9rsa0sgmuj6ip86/%D0%AD%D0%BD_%D1%83%D1%81%D1%82%D0%B0%D0%BD%D0%BE%D0%B2%D0%BA%D0%B8_2019-1.pdf) (дата обращения: 09.01.2023).

#### БЛАГОДАРНОСТИ:

Авторы благодарят кафедру автоматики НИЯУ МИФИ и ООО «ЭНИКО ТСО» за возможность работать с анализатором режимов реакторной установки ВВЭР-1000.

#### ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Авторы заявляют об отсутствии спонсорской помощи при проведении исследования.

#### КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Авторы заявляют об отсутствии конфликта интересов.

#### ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

**Александр Сергеевич Грачёв**, оператор реакторного отделения второй очереди, Ростовская атомная станция – филиал АО «Концерн Росэнергоатом», г. Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация; ORCID: <https://orcid.org/0009-0000-8314-4533> ; e-mail: [sanyag.2009@yandex.ru](mailto:sanyag.2009@yandex.ru)

**Александр Аркадьевич Лапкис**, к.т.н., доцент кафедры атомной энергетики, Волгодонский

#### ACKNOWLEDGMENTS:

The authors thank the Department of Automation of NRNU MEPhI and ENIKO TSO LLC for the opportunity to work with the VVER-1000 reactor unit mode analyzer.

#### FUNDING:

No funding was received by the author for this research.

#### CONFLICT OF INTEREST:

The authors declares no conflicts of interest.

#### INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

**Alexandr S. Grachev**, Reactor Island Operator, Rostov Nuclear Power Plant – branch of Rosenergoatom Concern JSC, Volgogradsk, Rostov region, Russian Federation; ORCID: <https://orcid.org/0009-0000-8314-4533> ; e-mail: [sanyag.2009@yandex.ru](mailto:sanyag.2009@yandex.ru)

**Alexandr A. Lapkis**, Cand. Sci. (Eng.), Associate Professor, Department of Atomic Energy, Volgogradsk

инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ»; ведущий инструктор учебно-тренировочного подразделения, Ростовская атомная станция – филиал АО «Концерн Росэнергоатом», г. Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация; ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-9431-7046> ; e-mail: AALapkis@mephi.ru

**Александр Юрьевич Смолин**, к.т.н., доцент кафедры атомной энергетики Волгодонский инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Волгодонск, Ростовская обл., Российская Федерация; ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-0148-2086> ; e-mail: AYSmolin@mephi.ru

Поступила в редакцию 13.02.2023

После доработки 28.04.2023

Принята к публикации 04.05.2023

Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI»; Senior Instructor of the Training Department, Rostov Nuclear Power Plant – branch of Rosenergoatom Concern JSC, Volgodonsk, Rostov region, Russian Federation; ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-9431-7046> ; e-mail: AALapkis@mephi.ru

**Alexandr Yu. Smolin**, Cand. Sci. (Eng.), Associate Professor, Department of Atomic Energy Department, Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI», Volgodonsk, Rostov region, Russian Federation; ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-0148-2086> ; e-mail: AYSmolin@mephi.ru

Received 13.02.2023

Revision 28.04.2023

Accepted 04.05.2023