

# ИССЛЕДОВАНИЕ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ С МАЛЫМИ ТЕЧАМИ ПЕРВОГО КОНТУРА РЕАКТОРА ВВЭР-1000

**А.Н. Шкаровский\*, В.И. Аксенов\*, Н.П. Сердунь\*\***

*\*Концерн «Росэнергоатом», г. Москва*

*\*\*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики, г. Обнинск*



Проведено численное исследование аварий с малыми течами первого контура реактора ВВЭР-1000 при работе реактора на номинальной мощности и при состоянии реактора «горячий останов». Показано, что во всех исследованных режимах аварийная защита и системы безопасности реактора обеспечивают расхолаживание активной зоны и ее подкритичность, т.е. перевод реакторной установки в конечное безопасное состояние.

## ВВЕДЕНИЕ

В ряду проектных аварий ядерных паропроизводящих установок (ЯППУ) с водородными реакторами определенное место занимают аварии с разрывом первого контура типа «малая течь», т.е. течей таких размеров, при которых переходные теплогидравлические процессы в контуре реактора характеризуются растянутостью во времени [1-3].

Целью настоящей работы является определение максимального размера малой течи теплоносителя первого контура при которой без вмешательства оператора происходит срабатывание аварийной защиты (АЗ-1), но не формируется сигнал на запуск систем безопасности (СБ) реакторной установки (РУ), т.е. не происходит автоматического запуска насосов впрыска борного раствора высокого давления по совпадению сигналов «снижение давления в первом контуре ниже 14,7 МПа» и «превышение скорости снижения давления в первом контуре 0,078 МПа» [1-3]. Исследование должно определить необходимо ли включать ручную СБ, и в случае этой необходимости, определить критерий включения. В процессе исследования рассмотрен диапазон мощности реактора от номинальной до состояния реактора «холодный останов».

## КОНСТРУКЦИЯ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ (РУ)

Конструкция РУ проекта В-338 с реактором ВВЭР-1000 (первый блок Калининской АЭС) представлена в материалах технического проекта. Непосредственно с задачей расчетного анализа связаны следующие основные части РУ:

- реактор;
- циркуляционные петли;

© А.Н. Шкаровский, В.И. Аксенов, Н.П. Сердунь, 2004

- компенсатор давления (КД);
- парогенератор (ПГ);
- система аварийного охлаждения зоны (САОЗ);
- главные циркуляционные насосы (ГЦН).

## ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ РАСЧЕТА

Перечень наиболее важных исходных данных, необходимых для расчета, приведен в табл. 1.

При расчете приняты следующие допущения:

- турбина работает в режиме поддержания давления в общем паровом коллекторе (ОПК) до момента закрытия стопорных клапанов турбогенератора;
- величина подпитки-продувки в исходном состоянии принята равной 20 т/ч.

Таблица 1

### Перечень основных исходных данных

| №п/п | Параметр  | Значение      |
|------|---|---------------|
| 1    | Начальная мощность реактора, МВт  | 3120          |
| 2    | Давление теплоносителя на выходе из активной зоны, МПа                                      | 15,7          |
| 3    | Температура теплоносителя   |               |
|      | - на входе в активную зону  | 291           |
|      | - на выходе из активной зоны  | 324           |
| 4    | Давление в ПГ, МПа  | 6,2           |
| 5    | Расход теплоносителя через реактор при работе 4 ГЦН, м <sup>3</sup> /ч                      | 80000         |
| 6    | Максимальный расход подпитки первого контура при давлении 17,6/15,7/5,9/0,098 МПа т/ч       | 40/85/100/120 |
| 7    | Температура подпиточной воды первого контура при работе продувки, °С                        | 275           |
| 8    | Температура подпиточной воды первого контура при отключении продувки за 180 с снижается, °С | с 275 до 70   |
| 9    | Максимальный расход продувки первого контура при давлении 17,6/15,7/5,9/0,098 МПа, т/ч      | 100/80/40/20  |

## МЕТОДИКА РАСЧЕТА

Расчет изменения параметров первого и второго контуров для режимов малой течи выполнялся по программе «Динамика-5» [4,5], при этом принималась следующая расчетная схема первого контура. Первый контур представлен тремя расчетными петлями:

- расчетная петля 1 – петля, к которой подключен КД, с весом 1;
- расчетная петля 2 – петля с весом 1;
- расчетная петля 3 – петля с весом 2, моделирующая две оставшиеся реакторные петли, которые считаются работающими в одинаковых условиях.

По длине циркуляции теплоносителя в каждой расчетной петле выделены три макроучастка – горячий трубопровод, теплопередающие трубки ПГ, холодный трубопровод. Горячий трубопровод представлен семью участками, трубки ПГ разбивались по длине на пять участков, холодный трубопровод состоит из семи участков. Дыхательный трубопровод, соединяющий КД с петлей 1, представлен тремя участками.

Сборная и напорная камеры реактора моделировались одним участком каждая. По высоте активная зона разбивалась на десять участков одинаковой длины.

Принятые в программе расчетная схема, методические допущения, корреляции и разностные схемы выбраны таким образом, чтобы обеспечить представитель-

ность результатов расчета.

В процессе расчетного анализа исследовалось изменение во времени всех параметров, характеризующих физическое состояние РУ, обусловленного протеканием аварийной ситуации.

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА

Предварительный анализ показал, что для работы реактора на номинальной мощности малой течью является диапазон течей эквивалентным диаметром Ду 12–15 мм, а для состояния реактора «горячий останов» это диапазон течей Ду 38–39 мм.

### Работа реактора на номинальной мощности

Примеры графиков изменения во времени некоторых параметров, характеризующих физическое состояние РУ в процессе развития аварийной ситуации, показаны на рис.1–4. Аналогичные графики получены для всех параметров РУ во всех рассмотренных вариантах исходных событий. Анализ и сопоставление графиков для каждого исходного события позволил проследить развитие аварийной ситуации и момент достижения условий срабатывания того или иного устройства системы управления и защиты реакторной установки.

Анализ результатов расчета показал, что при течи Ду 12 расход подпитки превышает сумму расходов продувки и течи (рис.1), что приводит к увеличению массы теплоносителя в первом контуре. Давление в первом контуре (рис.3) поддерживается за счет холодного впрыска в паровой объем компенсатора давления (КД).

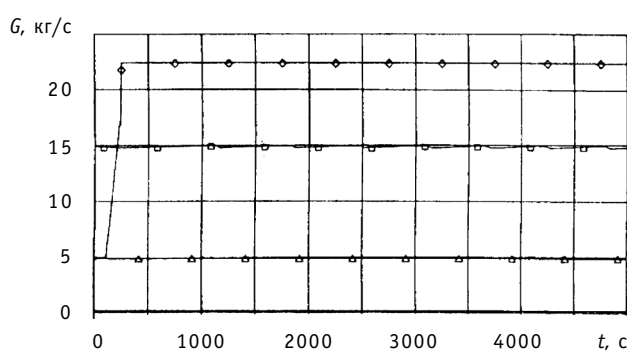


Рис.1. Течь первого контура Ду 12: □ - расход теплоносителя из течи; ◇ - расход подпитки; △ - расход продувки

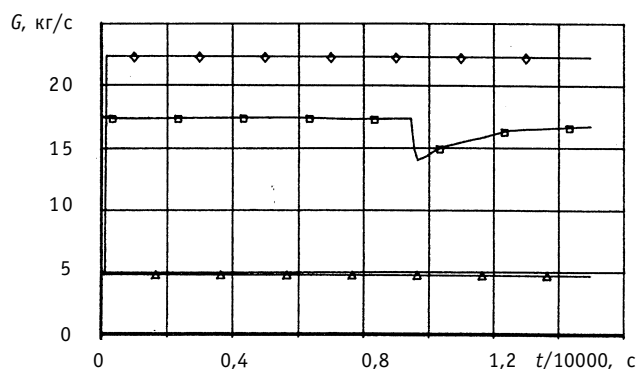


Рис.2. Течь первого контура Ду 13: □ - расход теплоносителя из течи; ◇ - расход подпитки; △ - расход продувки

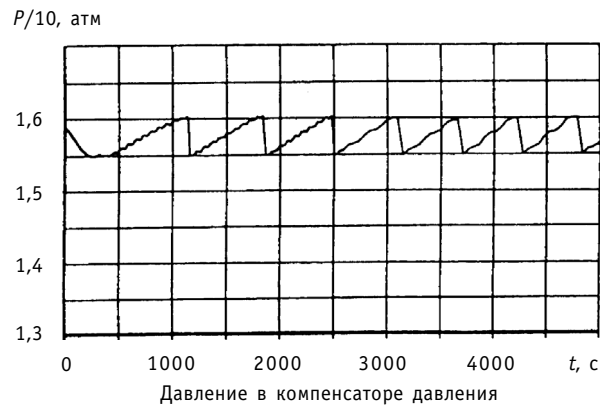


Рис.3. Течь первого контура Ду 12

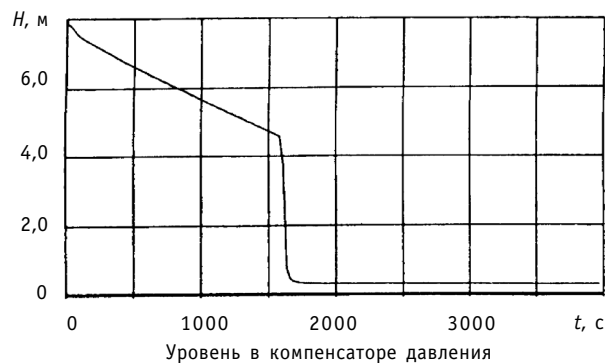


Рис.4. Течь первого контура Ду 15

Остальные параметры РУ поддерживаются органами автоматического регулирования в пределах диапазонов регулирования. Температура топлива и оболочек твэл сохраняют значения, близкие к номинальным.

Расход течи первого контура эквивалентным диаметром Ду 13 не компенсируется работой двух подпиточных насосов (см. рис.2). Поддержание давления в первом контуре на номинальном уровне обеспечивается работой компенсатора давления, однако при уменьшении массы теплоносителя в первом контуре за счет течи происходит снижение уровня в КД до уставки срабатывания АЗ-1. При срабатывании АЗ-1 давление в первом контуре уменьшается до значений ниже 14,7 МПа, а скорость этого снижения составляет 0,04 МПа/с.

Таким образом, при течи эквивалентным диаметром Ду 13 без вмешательства оператора происходит срабатывание АЗ-1, но не формируется сигнал на запуск систем безопасности. В течение всего времени развития аварийного процесса температура топлива и оболочек твэл сохраняют значения близкие к номинальным. Следует отметить, что развитие аварии происходит медленно, и за это время могут сформироваться сигналы на срабатывание систем безопасности по параметрам среды под защитной оболочкой реакторной установки.

При течи первого контура эквивалентным диаметром Ду 15 мощность реактора до срабатывания АЗ-1 поддерживается автоматическим регулятором мощности (АРМ). В течение всего аварийного процесса ГЦН остаются в работе, поддерживая необходимый расход теплоносителя через активную зону.

При снижении уровня в КД на 150 мм (рис. 4) регулятор уровня увеличивает

расход подпитки до 60 т/ч на первом подпиточном насосе, а через 10 с после этого включает второй подпиточный насос и доводит его расход до 20 т/ч. Данная течь не компенсируется работой двух подпиточных насосов, дисбаланс между расходами подпитки, с одной стороны, и продувки и течи, с другой стороны, равен 60 т/ч. Давление в первом контуре несколько снижается, но за счет работы регулятора давления не достигается уставки на срабатывание АЗ-1 по этому сигналу. Однако уровень воды в КД снижается до уставки срабатывания аварийной защиты по сигналу  $H = 4$  м. Регулятор турбины работает в режиме поддержания давления в общем паровом коллекторе и при снижении давления до 4,9 МПа закрывает стопорные краны турбогенератора. После срабатывания АЗ-1 давление в первом контуре становится ниже 14,7 МПа, при этом в период с 1608–1634 с (как показывает анализ соответствующего графика) скорость снижения давления достигает 0,078 МПа/с.

Таким образом, при течах в первом контуре эквивалентным диаметром 15 мм и выше, при работе реактора на номинальной мощности без вмешательства оператора имеет место срабатывание АЗ-1 и формируется сигнал на запуск систем безопасности по совпадению сигналов «снижение давления в первом контуре ниже 14,7 МПа и превышение скорости снижения давления в первом контуре 0,078 МПа/с».

#### **Исходное состояние реактора – «горячий останов»**

Для этого состояния реактора рассмотрены течи первого контура эквивалентным диаметром Ду 38 и Ду 39 в двух вариантах:

- без отключения оператором всех ГЦН по уменьшению запаса (по температуре теплоносителя) до вскипания в первом контуре ниже 15°C;
- с отключением оператором всех ГЦН по этому же параметру.

Для Ду 38 и Ду 39 мощность реактора поддерживается на уровне 1% от номинальной в течение всего аварийного процесса. При снижении уровня в КД на 150 мм регулятор уровня увеличивает расход подпитки первого подпиточного насоса до 60 т/ч, включает второй подпиточный насос и доводит его расход до 20 т/ч.

При течи эквивалентным диаметром Ду 38 течь не компенсируется расходом двух подпиточных насосов и давление в первом контуре снижается до уставки срабатывания герметичных емкостей (ГЕ) СА03. Однако скорость снижения давления не достигает величины 0,078 МПа, и насосы впрыска бора высокого давления в работу не включаются. В обоих вариантах (при работающих и при неработающих ГЦН) происходит опорожнение КД и вскипание теплоносителя первого контура. Работа ГЕ СА03 поддерживает давление в первом контуре на уровне ~ 5 МПа. В этом режиме не наступает кризис теплообмена (запас до кризиса больше 1,0) и температура оболочек ТВЭЛ не превышает номинального значения.

Таким образом, при течи эквивалентным диаметром 38 мм и при начальном состоянии реактора «горячий останов» сигнал на запуск систем безопасности по совпадению сигналов «падение давления в первом контуре и скорость падения этого давления» не формируется, но условие бескризисного охлаждения зоны обеспечивается.

При тех же условиях, но при течи эквивалентным диаметром 39 мм в период 110–137 с аварийного процесса давление в первом контуре становится ниже 14,7 МПа, а скорость снижения давления достигает значения 0,081 МПа/с. Так в этих условиях формируется сигнал на запуск систем безопасности и вмешательство оператора не требуется.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

### Работа реактора на номинальной мощности

При течи эквивалентным диаметром 12 мм при работе двух подпиточных насосов не происходит срабатывания аварийной защиты и запуск систем безопасности. В этой аварии вмешательство оператора потребуется для определения наличия течи и выполнения необходимых действий по останову реактора и расхолаживанию реакторной установки.

При течах эквивалентным диаметром  $12 < D_{\text{у}} < 15$  мм без вмешательства оператора имеет место срабатывание аварийной защиты, но не происходит автоматического запуска систем безопасности. Однако развитие аварии происходит медленно и вмешательство оператора по включению систем безопасности потребуется только после срабатывания АЗ-1 из-за изменения параметров среды в контейменте.

### Состояние реактора – «горячий останов»

При течах эквивалентным диаметром  $D_{\text{у}} 38$  мм не происходит автоматического запуска систем безопасности, однако работа пассивной системы САОЗ обеспечивает надежное охлаждение активной зоны реактора в течение не менее 1,5 ч.

При течах эквивалентным диаметром  $D_{\text{у}} 39$  мм формируется сигнал на запуск систем безопасности, т.е. вмешательства оператора не требуется.

Во всех исследованных режимах обеспечиваются две основных функции безопасности – управление мощностью (подкритичность реактора) и охлаждение топлива и, как следствие, обеспечивается третья основная функция безопасности – нераспространение радиоактивных веществ за пределы контеймента.

### Литература

1. Долгих Е.В., Фукс Р.Л. Анализ аварийного режима малой течи / Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Международн. семинар «Теплофизика-90» (25-28 сентября 1990 г.): Тез. докл. – Обнинск: ФЭИ, 1990. – С. 51.
2. Балунов Б.Ф., Гурьянов С.В., Югай т. и др. Теплообмен в частично осушенной активной зоне водо-водяного реактора при «малой течи» / Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Международн. семинар «Теплофизика-90» (25-28 сентября 1990 г.): Тез. докл. – Обнинск: ФЭИ, 1990. – С. 56-57.
3. Диденко Н.К., Иванов В.В., Иванов В.Н. и др. О физическом моделировании малых течей теплоносителя в гермообъемах / Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Международн. семинар «Теплофизика-90» (25-28 сентября 1990 г.): Тез. докл. – Обнинск: ФЭИ, 1990. – С. 94.
4. Программа для ЭВМ. Расчет нестационарных режимов энергетических установок с ВВЭР «Динамика-5». Методика расчета 8624606.00306-01001. – ГКАЭ ОКБ «Гидропресс», 1989.
5. Зайцев С.И., Беляев Ю.В., Вавилина А.А. Расчет стандартных задач МАГАТЭ по программам «Динамика» и «Течь» / Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Международный семинар «Теплофизика-90» (25-28 сентября 1990 г.): Тезисы докладов. – Обнинск: ФЭИ, 1990. – С. 53.

Поступила в редакцию 7.06.2004

**УДК 621.039.586**

*The Code ANPEX Abstract / M.V. Kascheev, I.A. Kuznetsov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 5 pages.*

Short information is given on the calculation of FBR's power excursion by prompt neutrons. The code is characterized by vast application possibilities and can account for various initial reactor states.

**УДК 621.039.524**

*Research of Emergency Situations with Small Leaks of the First Circuit of Reactor VVER-1000 / A.N. Shkarovskii, V.I. Aksenov, N.P. Serdun; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 6 pages, 4 illustrations. – References, 5 titles.*

Calculating research of accidents with small leaks in the first circuit of reactor VVER-1000 during reactor's work in rated power and in situation of «hot shutdown» is developed. It is shown that in all investigate modes of operation emergency protection and safety systems provide reactor cooldown and subcritical condition, reactor is transferred in safe shutdown condition.

**УДК 621.039.56**

*Fuel Cycles with High Fuel Burn-Up: Analysis of Reactivity Coefficients / E.F. Kryuchkov, A.N. Shmelev, M.Yu. Ternovyykh, G.V. Tikhomirov, Li Jinhong, M. Saito; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 9 pages, 5 tables, 11 illustrations. – References, 7 titles.*

Fuel cycles of light-water reactors (LWR) with high fuel burn-up (above 100 MWd/kg), as a rule, involve large amounts of fissionable materials. It leads to forming the neutron spectrum harder than that in traditional LWR. Change of neutron spectrum and significant amount of non-traditional isotopes (for example,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{231}\text{Pa}$ ,  $^{232}\text{U}$ ) in such fuel compositions can alter substantially reactivity coefficients as compared with traditional uranium-based fuel. The present work addresses the fuel cycles with high fuel burn-up which are based on Th-Pa-U and U-Np-Pu fuel compositions. Numerical analyses are carried out to determine effective neutron multiplication factor and void reactivity coefficient for different values of fuel burn-up and different lattice parameters. The algorithm is proposed for analysis of isotopes contribution to these coefficients. Various ways are considered to upgrade safety of nuclear fuel cycles with high fuel burn-up.

**УДК 621.039.534: 533.6.011.3**

*Integral Jet Computation Model of Thermalhydraulic Parameters of a Coolant Flow in Bundles of a Vessel Type Reactors' Core / E.F. Avdeev, I.A. Chusov, A.A. Karpenko; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 11 pages, 9 illustrations. – References, 8 titles.*

The model of a coolant flow in bundles of a water energy reactor. The model represents a flow in the reactor as a system of coaxial quasi-free turbulent jets is considered. To solve this problem the generalized conversion of Prandtl-Mises was used. This paper presents the possibility of getting a confident analytic solution. Moreover, some results of numerical computations of velocity and temperature fields throughout height of the reactor core allowing for blocking some bundles are given.

**УДК 621.039.534: 533.6.011.3**

*Turbulent Exchange Coefficient Determination at Velocity and Temperature Fields Computation of Coolant in Reactor BREST-OD-300 Model Assembly / E.F. Avdeev, I.A. Chusov, A.A. Karpenko; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 10 pages, 11 illustrations. – References, 8 titles.*

The paper describes a new method of velocity and temperature fields computation of a coolant in the bundles of a vessel type reactor. The method is used for computation of velocity and temperature fields of a coolant in the BREST-OD-300 model assembly. This paper treats the coefficient of turbulent exchange obtained on the base of jet model. The coefficients proposed were founded by comparing experimental data with the results of computation in converted coordinates. Some results of numeri-