

## О СВЯЗИ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ РАСХОДОВ НАТРИЯ В ПЕРВОМ КОНТУРЕ РЕАКТОРА БН-600 С ХАРАКТЕРОМ ПОКАЗАНИЙ БАКОВЫХ ТЕРМОПАР

**А.А. Бычков, И.М. Крысantьев**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В статье приводятся результаты анализа показаний баковых термопар за несколько микрокампаний реактора БН-600. Рассматривается зависимость показаний баковых термопар от гидравлического режима первого контура реактора БН-600.

В первом контуре быстрого натриевого интегрального реактора БН-600, в составе системы контроля температуры натрия организовано измерение температуры «горячего» теплоносителя (термином «горячий» здесь и далее будем называть натрий, прошедший через активную зону реактора) в двух точках внутрибакового объема баковыми термопарами. Баковые термопары размещены во втором ряду труб внутрибаковой защиты в районе промежуточных теплообменников (ПТО) 4ПТО-Б – 5ПТО-А (точка 1) и в районе 5ПТО-Б – 6ПТО-А (точка 2). По высоте эти термопары расположены выше уровня головок тепловыделяющих сборок (ТВС) и ниже, чем точки измерения температуры «горячего» натрия на входе в ПТО (рис. 1, 2).

Баковые термопары предназначались для использования в составе объединенного регулятора тепловой мощности, для которого требовалась информация о средней температуре (перемешанного) «горячего» натрия в первом контуре реактора. Начальный опыт эксплуатации реакторной установки показал, что выбор места точек измерения средней температуры «горячего» теплоносителя в первом контуре реактора неудачный. Объединенный регулятор выведен из состава оборудования реактора, а баковые термопары эксплуатируются в составе комплекса измерения технологических параметров реактора БН-600.

Причины, оказывающие влияние на показания баковых термопар, неоднократно обсуждались и исследовались [1,2]. В данной работе рассматривается зависимость показаний баковых термопар от гидравлического режима первого контура реактора БН-600.

На основе анализа показаний баковых термопар при работе реактора на номинальном уровне мощности было определено несколько устойчивых типов показаний:

- тип 1 – показания термопары в точке 1 > показаний термопары в точке 2;
- тип 2 – показания термопары в точке 2 > показаний термопары в точке 1;
- тип 3 – показания термопары в точках 1 и 2 сравнимы.

В данном случае знаки «<» и «>» определяют отличие показаний баковых термопар на 15<sup>0</sup>С и более; сравнимость показаний термопар – отличие показаний в

© А.А. Бычков, И.М. Крысantьев, 2005

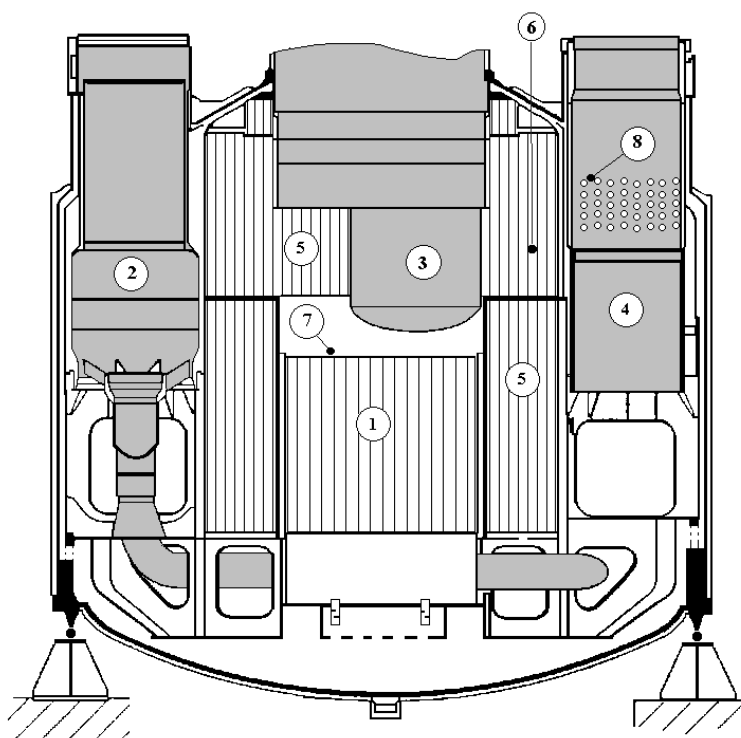


Рис. 1. Положение баковых термпар по высоте реактора БН-600: 1 – активная зона; 2 – главный циркуляционный насос первого контура (ГЦН-1); 3 – центральная поворотная колонна; 4 – ПТО; 5 – трубы внутрибаковой защиты; 6 – уровень расположения баковых термпар; 7 – уровень головок ТВС; 8 – уровень расположения термпар на входе ПТО

пределах  $10^{\circ}\text{C}$ . Отличие показаний термпар в интервале  $10\text{--}15^{\circ}\text{C}$  при работе реактора на номинальном уровне мощности не наблюдаются.

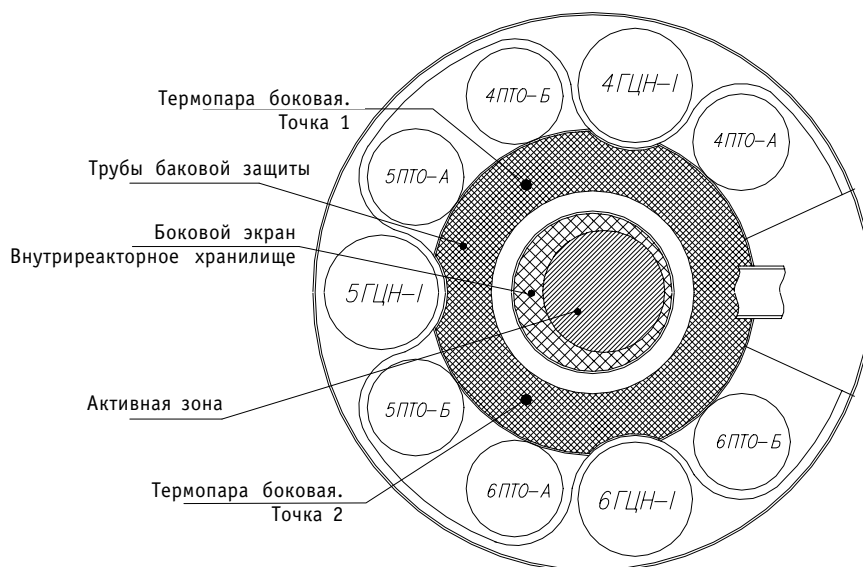


Рис. 2. Расположение баковых термпар относительно ПТО реактора БН-600

Усредненные данные архива технологических параметров 3 блока Белоярской АЭС по показаниям баковых термодатчиков в период с 34 по 43 микрокампании при работе реактора на номинальном уровне мощности представлены в табл. 1.

Таблица 1

№ микрокампании	Разность показаний баковых термодатчиков, °С	Условный тип показаний баковых термодатчиков
34	16.8	1
35	27.7	1
36_1	20.0	1
36_2	6.5	3
37	2.4	3
38	1.6	3
39	33.5	2
40	25.2	2
41	43.3	2
42_1	42.8	2
42_2	34.2	2
43	27.5	2

Из архива технологических параметров 3 блока Белоярской АЭС были сделаны случайные независимые выборки данных размером в 90 значений (один календарный месяц) при работе реактора на номинальном уровне мощности за период с 34 по 43 микрокампании, по которым был выполнен расчет эффективного расхода натрия каждой петли и расхода натрия через каждый главный циркуляционный насос первого контура (ГЦН-1) по следующему алгоритму:

1. Расчет эффективного расхода натрия первого контура через теплоотводящую петлю:

$$G_i^{\text{эфф}} = (3600 \cdot N_i^{\text{п}}) / (\rho \cdot C_p \cdot \Delta T_i), \text{ м}^3/\text{ч}, \quad (1)$$

где  $N_i^{\text{п}}$  – мощность петли по параметрам второго контура, МВт;  $\rho$  – плотность натрия, кг/м<sup>3</sup>;  $\Delta T$  – усредненный перепад температуры натрия на двух ПТО каждой петли, °С;  $C_p$  – изобарная теплоемкость натрия, МДж/кг/град;  $i$  – индекс принадлежности к петле (4, 5 или 6).

2. По гидродинамическим характеристикам (ГДХ) трассы активной зоны реактора БН-600 и ГДХ рабочих колес ГЦН-1 определен расход натрия первого контура  $G_i$  через каждый ГЦН-1.

3. Расчет отношения эффективного расхода натрия к общему расходу (расходу натрия через ГЦН-1) для каждой теплоотводящей петли:

$$K_i = \frac{G_i^{\text{эфф}}}{G_i} \times 100\%. \quad (2)$$

Таблица 2

Тип микрокампании	$K_i$ , %		
	4 петля	5 петля	6 петля
1	100.0±0.8	91.6±0.2	105.8±0.6
2	96.8±0.6	90.7±0.2	108.7±0.5
3	98.7±0.6	92.3±0.8	106.5±0.5

Усредненные по типу микрокампаний значения  $K_i$  представлены в табл. 2.

Полученные для разных типов микрокампаний значения  $K_i$  позволяют нам увидеть изменение соотношения основного и вспомогательного расходов в каждой теплоотводящей петле. Под термином вспомогательные расходы подразумеваются все потоки натрия в первом контуре, не проходящие через ТВС активной зоны (расход на охлаждение корпуса реактора, расход через боковые экраны и внутриреакторное хранилище, расход на очистку натрия, расход через внутрибаковую защиту и нейтронную подпорку и т.д.) и имеющие более низкие температурные параметры в сравнении с основным расходом петли. В проектном значении доля вспомогательных расходов составляет ~4% для 4-й и 6-й петель и ~10% для 5-й петли. Отличие доли вспомогательных расходов 5-й петли от 4-й и 6-й за счет присутствия в ней большей части расхода натрия через внутриреакторное хранилище (рис. 2).

Из табл. 2 видно, что

- 3-й тип микрокампаний занимает среднюю позицию между 1-м и 2-м типами по величине отношения эффективного и полного расходов в каждой петле;
- для микрокампаний 1-го типа происходит увеличение отношения эффективного и полного расходов в 4-й петле на 1.3% и снижение отношения эффективного и полного расходов в 5-й и 6-й петлях на 0.7% в каждой; доля вспомогательных расходов в 4-й петле снижается, а в 5-й и 6-й увеличивается;
- для микрокампаний 2-го типа происходит снижение отношения эффективного и полного расходов в 4-й петле на 1.9%, в 5-й на 1.6% и увеличение отношения эффективного и полного расходов в 6-й петле на 2.2%; доля вспомогательных расходов в 4-й и 5-й петле увеличивается, а в 6-й снижается.

Снижение доли вспомогательных расходов в 4-й или 6-й петле приводит к увеличению значений показаний баковой термопары, расположенной вблизи данной петли. И наоборот, увеличение доли вспомогательных расходов в 4-й или 6-й петле приводит к снижению значений показаний баковой термопары, расположенной вблизи данной петли. Очевидно, что баковые термопары расположены на границе течения потоков натрия с разными температурными характеристиками: это натрий активной зоны (с большим значением температуры) и натрий из бокового экрана и внутриреакторного хранилища (с меньшим значением температуры).

Величина, на которую меняются основной и вспомогательные расходы в каждой петле в микрокампаниях разного типа незначительна, и не оказывает ощутимого влияния на тепловую мощность петель, но приводит к перераспределению потоков теплоносителя в пространстве над активной зоной реактора, что ярко отражается на показаниях баковых термопар.

Определенный, установившийся при разогреве реактора после перегрузки топлива, тип распределения основного и вспомогательных расходов теплоносителя в петле, как правило, сохраняется в течение всей микрокампании реактора. Изменение распределения основного и вспомогательных расходов в теплоотводящих петлях при работе реактора на номинальном уровне мощности, появляющееся в виде резкого изменения типа показаний баковых термопар с одного на другой

(скачки показаний баковых термомпар), наблюдалось всего несколько раз за весь период эксплуатации реактора.

Причиной, вследствие которой в первом контуре складывается определенный тип распределения основного и вспомогательных потоков в петлях, вероятней всего является гидравлика активной зоны реактора после ее перегрузки и взаимное положение внутриреакторных конструкций, которое они принимают при разогреве реакторной установки.

### **Литература**

1. Бычков А.А., Карпенко А.И., Крысantьев И.М. Особенности распределения расходов натрия на охлаждение внутрикорпусного оборудования в первом контуре реактора БН-600: Сб. докладов и сообщений на конференции «Экология. Экономика. Безопасность и подготовка кадров для атомной энергетики». – Екатеринбург, 2001. – С. 50.
2. Бычков А.А., Карпенко А.И., Крысantьев И.М., Ошканов Н.Н. О наличии непроектных потоков натрия в первом контуре реактора БН-600/ Молодежная научно-техническая конференция «Молодые специалисты об актуальных вопросах атомной энергетики». – Санкт-Петербург, 2001.

Поступила в редакцию 14.02.2005

The behaviour of the sodium-heated once-through steam generator evaporator stage hydrodynamic instability range boundaries has been analyzed. The recommendations on the evaporator stage stability improvement under startup transients are given.

**УДК 621.039.526**

*About Connection of the Sodium Flow Rate Distribution in the BN-600 Reactor Primary Circuit with the Reactor Vessel Thermocouples Reading Pattern* \A.A. Bychkov, I.M. Krysan'tev; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 5 pages, 2 tables, 2 illustrations. – References, 2 titles.

The authors present analysis results of the reading of the thermocouples for sodium temperature measurements into the BN-600 reactor vessel (reactor vessel thermocouple) for several operating cycles the BN-600 reactor. The reactor vessel thermocouples reading dependence from hydraulic condition of the BN-600 reactor primary circuit is presented in this article.

**УДК 621.039.542**

*Features of Constructional Materials' Behavior within Fast High-Power Reactor's Spectrum of Neutrons* \V.V. Chuyev, V.F. Rosljakov, V.V. Maltsev; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 14 pages, 5 tables, 13 illustrations. – References, 5 titles.

Present work reviews basic research results of the of experimental and regular fuel subassemblies and fuel pins using an example of reactor's FN-600 for its transformation to the fuel burn out ~11 % h.a.. These results are necessary for substantiation of constructional materials' safe and reliable work within an active third modernization zone.

**УДК 621.039.526**

*Radiation Swelling of Steels in the Fast Reactor Neutron Field* \E.A. Kozmanov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 6 pages, 4 illustrations. – References, 9 titles.

At present the vast experimental material validating the fact that the pores in steel are formed during in-reactor irradiation due to the unbalanced strains induced by the structural stresses caused by the processes of forming the secondary phases against a background of the degraded internal links. The loss of the phase stability causes an essential change in the physical and mechanical properties of the irradiated materials. The sizes and concentration of pores and precipitations are dependent on temperature. In this paper the phenomenologic presentation of the steel swelling process in the fast reactor neutron field is made on the basis of the applicable experimental data.

**УДК 621.039.526**

*Confirmation of the Design Lifetime of the Test Safety Rods Manufactured of Refabricated Boron Carbide after Operation in the BN600 Reactor* \A.V. Zakharov, A.I. Karpenko, E.A. Kozmanov, V.V. Maltsev, V.D. Risovany, A.A. Khudyakov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 6 pages, 2 tables, 4 illustrations.

The main results of the in-reactor testing and integrated research conducted by the Russian nuclear reactor research centre and Beloyarsk NPP in support of the utilization of the safety rods manufactured of refabricated boron carbide in the fast reactor are presented. The test rods have smoothly operated under actual conditions without any damage or any change in dimensions or geometry. The total results of the in-reactor testing and primary and scientific post-irradiation examinations of the test safety rods allow the use of the design of these rods having got design lifetime of 580 efpd as a standard one for the BN600 reactor to be recommended.

**УДК 621.039.542**

*Optimization of the Structural Condition of Fuel Cladding Material* \M.V. Bakanov, V.V. Chuev, O.V. Kryukov, A.V. Lukin, S.A. Bychkov, Yu.P. Budanov, O.S. Korostin, A.V. Tselishchev, V.B. Tarasyuk; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 7 pages, 2 tables, 5 illustrations. – References, 7 titles.

The technology of the especially thin-walled cold-worked tubes sizing 6.9 by 0.4 mm of '4C68' steel is outlined. The ways of the fuel pin technology advancement aimed at obtaining better fuel pin radiation resistance in the BN600 reactor are reviewed. The long-term strength of the tubes manufactured following the advanced technology is better than that of the tubes supplied earlier.